

東北電原技第 5 号

令和元年 11 月 6 日

原子力規制委員会 殿

仙台市青葉区本町一丁目 7 番 1 号

東北電力株式会社

取締役社長 社長執行役員

原 田 宏 哉

女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書

(2号発電用原子炉施設の変更)

本文及び添付書類の一部補正について

平成 25 年 12 月 27 日付け、東北電原技第 8 号をもって申請（令和元年 9 月 19 日付け東北電原技第 3 号で一部補正）しました当社、女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）の本文及び添付書類を下記のとおり一部補正いたします。

記

女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）の本文及び添付書類を、別添のとおり補正する。

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

別 添

別紙 2（本文）の一部補正
添付書類五の一部補正
添付書類六の一部補正
添付書類八の一部補正
添付書類十の一部補正

別紙2（本文）の一部補正

別紙2（本文）を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
－10－	下6～下3	敷地周辺には中生界ジュラ系の砂岩，頁岩等が広く分布し， <u>安全上重要な建屋の設置レベルにもこの岩盤が分布していることから，解放基盤表面は，この岩盤が分布するレベルに設定する。2号炉原子炉建屋はO.P.－14.1mとしている。</u>	敷地周辺には中生界ジュラ系の砂岩，頁岩等が広く分布し， <u>原子炉建屋の設置レベルにもこの岩盤が分布していることから，解放基盤表面は，この岩盤が分布する原子炉建屋の設置位置O.P.－14.1mに設定する。</u>
－11－ ～ －12－	下4 ～ 上2	設計基準対象施設は，防潮堤_により地下水の流れが遮断され敷地内の地下水位が地表面付近まで上昇するおそれがあることを踏まえ，地下水位を一定の範囲に保持する地下水位低下設備の機能を考慮した水位， <u>自然水位より保守的に設定した水位又は地表面にて設計用地下水位を設定し，地震力に対して当該施設の機能が保持できるように設計する。</u>	設計基準対象施設は，防潮堤下部の地盤改良等により地下水の流れが遮断され敷地内の地下水位が地表面付近まで上昇するおそれがあることを踏まえ，地下水位を一定の範囲に保持する地下水位低下設備を設置し， <u>同設備の効果が及ぶ範囲においては，その機能を考慮した設計用地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。地下水位低下設備の効果が及ばない範囲においては，自然水位より保守的に設定した水位又は地表面にて設計用地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。</u>
－16－	下8～下4	防潮堤_により地下水の流れが遮断され敷地内の地下水位が地表面付近まで上昇するおそれがあることを踏まえ，地下水位を一定の範囲に保持する地下水位低下設備の機能を考慮した水位， <u>自然水位より保守的に設定した水位又は地表面にて設計用地下水位を設定する。</u>	防潮堤下部の地盤改良等により地下水の流れが遮断され敷地内の地下水位が地表面付近まで上昇するおそれがあることを踏まえ，地下水位を一定の範囲に保持する地下水位低下設備を設置し， <u>同設備の効果が及ぶ範囲においては，その機能を考慮した設計用地下水位を設定し水圧の影響を考慮す</u>

なお，頁は，令和元年9月19日付け，東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
—20—	下6～下1	(a) 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画（第3保管エリア除く。）は、 <u>基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置する。</u> また、第3保管エリアについては、 <u>基準津波による遡上波が到達する可能性があるため、津波防護施設を設置し、津波の流入を防止する設計とする。</u>	る。 <u>地下水位低下設備の効果が及ばない範囲においては、自然水位より保守的に設定した水位又は地表面にて設計用地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。</u> (a) 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）のうち、 <u>設計基準対象施設を使用するもの及び可搬型重大事故等対処設備保管場所である第3保管エリアについては、基準津波による遡上波が到達する可能性があるため、津波防護施設を設置し、津波の流入を防止する設計とする。</u> (b) <u>重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）のうち、設計基準対象施設を使用するもの及び可搬型重大事故等対処設備保管場所である第3保管エリア以外は、基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置する。</u>
—21—	上1	<u>(b) 上記(a)の</u>	<u>(c) 上記(a)及び(b)の</u>
—21—	上3	<u>(c)</u>	<u>(d)</u>
—103—	上4と上5の間	(記載追加)	使用済燃料プールに接続する配管の破損等により、燃料プール冷却浄化系配管からサイフォン現象による水の漏えいが発生した場合に、漏えいの継続を防止するため、燃料プール冷却浄化系戻り配管上部にサイフ

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
—155—	上5～上6	使用環境条件を踏まえた_確からしさ	オンブレイク孔を設ける。 使用環境条件を踏まえた計測される <u>値の確からしさ</u>
—178— ～ —179—	下1 ～ 上1	緊急時対策所加圧設備_(<u>空気ボンベ</u>)	緊急時対策所加圧設備_
—182—	上1	緊急時対策所加圧設備_(<u>空気ボンベ</u>)	緊急時対策所加圧設備_
—182—	上2～上3	緊急時対策所加圧設備_(<u>空気ボンベ</u>)	緊急時対策所加圧設備_
—182—	上8～上9	緊急時対策所加圧設備_(<u>空気ボンベ</u>)	緊急時対策所加圧設備_
—182—	下12～下11	緊急時対策所加圧設備_(<u>空気ボンベ</u>)	緊急時対策所加圧設備_
—188—	下1	<u>想定される</u> 重大事故等時において	<u>重大事故等時において</u>
—220—	上11	水素による爆発	水素_爆発
—236—	上5～上6	設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、常設代替直流電源設備を使用する。	設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、常設代替直流電源設備のうち125V代替蓄電池を使用する。また、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合又は交流電源及び直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、常設代替直流電源設備のうち250V蓄電池を使用する。
—246—	上3	台数 4（予備1-）	台数 4（予備1 [※] ）

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
-246-	上4と上5の間	(記載追加)	※ 可搬型代替交流電源設備の電源車, 可搬型代替直流電源設備の電源車又は緊急時対策所用代替交流電源設備の電源車(緊急時対策所用)として使用する。
-248-	下2	水密扉_	水密扉_ (<u>「又(3)(ii)b. 内部溢水に対する防護設備」</u> との兼用を含む。)
-248-	下1	個 数 <u>2</u>	個 数 <u>13</u>
-249-	上1	浸水防止蓋_	浸水防止蓋_ (<u>「又(3)(ii)b. 内部溢水に対する防護設備」</u> との兼用を含む。)
-249-	上2	個 数 <u>7</u>	個 数 <u>10</u>
-249-	上7	貫通部止水処置_	貫通部止水処置_ (<u>「又(3)(ii)b. 内部溢水に対する防護設備」</u> との兼用を含む。)
-252-	下2	緊急時対策所加圧設備_ (<u>空気ポンベ</u>)	緊急時対策所加圧設備_
-253-	上8～上9	緊急時対策所加圧設備_ (<u>空気ポンベ</u>)	緊急時対策所加圧設備_
-253-	上13～上14	緊急時対策所加圧設備_ (<u>空気ポンベ</u>)	緊急時対策所加圧設備_
-253-	下5	緊急時対策所加圧設備_ (<u>空気ポンベ</u>)	緊急時対策所加圧設備_
-254-	下6～下5	電源車_ 1台	電源車_ (<u>緊急時対策所用</u>) 1台
-254-	下4	電源車_ 1台	電源車_ (<u>緊急時対策所用</u>) 1台

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
－259－	下9	電源車_	電源車_ (緊急時対策所用)
－259－	下8	台 数 1_	台 数 1_ (予備1※)
－259－	下7と下6の間	(記載追加)	※ 電源車 (緊急時対策所用) の予備1台を電源車の予備と兼用する。
－275－	上4～上5	「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」	「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」
－362－	上3～上4	スクラビングによる除染係数及び格納容器内での自然沈着・格納容器スプレイによる除染係数は5とする。	スクラビングによる除染係数並びに格納容器内での自然沈着及び格納容器スプレイによる除染係数は5とする。
－396－		第10－1表 重大事故等対策における手順書の概要 (4/19)	別紙1に変更する。
－398－ ～ －399－		第10－1表 重大事故等対策における手順書の概要 (4/19)	別紙2に変更する。
－404－		第10－1表 重大事故等対策における手順書の概要 (6/19)	別紙3に変更する。
－422－		第10－1表 重大事故等対策における手順書の概要 (14/19)	別紙4に変更する。
－428－		第10－1表 重大事故等対策における手順書の概要 (16/19)	別紙5に変更する。
－430－		第10－1表 重大事故等対策における手順書の概要 (17/19)	別紙6に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
<p>—432— ～ —433—</p>		<p>第10-1表 重大事故等対策 における手順書の概要 (18/19)</p>	<p>別紙7に変更する。</p>
<p>—437—</p>		<p>第10-2表 重大事故等対策 における操作の成立性 (2/10)</p>	<p>別紙8に変更する。</p>
<p>—438—</p>		<p>第10-2表 重大事故等対策 における操作の成立性 (3/10)</p>	<p>別紙9に変更する。</p>
<p>—439—</p>		<p>第10-2表 重大事故等対策 における操作の成立性 (4/10)</p>	<p>別紙10に変更する。</p>
<p>—443—</p>		<p>第10-2表 重大事故等対策 における操作の成立性 (8/10)</p>	<p>別紙11に変更する。</p>
<p>—445—</p>		<p>第10-2表 重大事故等対策 における操作の成立性 (10/10)</p>	<p>別紙12に変更する。</p>
<p>—480—</p>		<p>第7図 基準津波の時刻歴 波形</p>	<p>別紙13に変更する。</p>

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (4/19)

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	
方針目的	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。</p> <p>また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却する手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p style="text-align: center;">重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード又は原子炉停止時冷却モード）又は低圧炉心スプレイ系が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いる。</p>
	<p style="text-align: center;">原子炉運転中の場合</p> <p style="text-align: center;">フロントライン系故障時</p> <p style="text-align: center;">低圧代替注水系による 発電用原子炉の冷却</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の故障等により発電用原子炉の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水貯蔵タンクを水源として、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により注水する。 ・低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により原子炉圧力容器へ注水できない場合は、復水貯蔵タンクを水源として、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）により注水する。 ・低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）により原子炉圧力容器へ注水できない場合は、淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）を水源として、低圧代替注水系（可搬型）等により注水する。 ・交流電源が確保できない場合は、復水貯蔵タンクを水源として、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）により注水する。 <p>なお、低圧代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</p>
	<p style="text-align: center;">サポート系故障時</p> <p style="text-align: center;">常設代替交流電源設備による残留熱除去系 (低圧注水モード) 及び低圧炉心スプレイ 系の復旧</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、低圧代替注水系による発電用原子炉の冷却に加え、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系を復旧し、サプレッションチェンバを水源として、原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>また、常設代替交流電源設備へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系を運転継続する。</p> <p>発電用原子炉の停止後は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）に移行し、長期的に発電用原子炉からの除熱を行う。</p>

配慮すべき事項	原子炉運転中の場合	重大事故等時の対応手段の選択	フロントライン系故障時	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の故障等により発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合において、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）に異常がなく、交流電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により発電用原子炉の冷却ができない場合において、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）に異常がなく、交流電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）により発電用原子炉の冷却ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>なお、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により発電用原子炉を冷却する場合は、注水流量が多い配管から選択する。</p> <p>また、交流電源が確保できない場合は、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）により発電用原子炉を冷却する。</p>
			サポート系故障時	<p>外部電源、常設代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合において、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の運転ができる場合は、残留熱除去系（低圧注水モード）により発電用原子炉を冷却する。残留熱除去系（低圧注水モード）の運転ができない場合は、低圧炉心スプレイ系により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の運転ができない場合は、原子炉補機代替冷却水系を設置し、残留熱除去系（低圧注水モード）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>原子炉補機代替冷却水系の設置による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧に時間を要するため、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）等による発電用原子炉の冷却を並行して実施する。その際の優先順位は、フロントライン系故障時の優先順位と同様である。</p>

配慮すべき事項	原子炉運転中の場合	重大事故等時の対応手段の選択	溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	<p>溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合において、代替循環冷却系に異常がなく、交流電源及び水源（サブプレッションチェンバ）が確保されている場合は、代替循環冷却系により残存溶融炉心を冷却する。</p> <p>代替循環冷却系により残存溶融炉心の冷却ができない場合において、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）に異常がなく、交流電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により残存溶融炉心を冷却する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により残存溶融炉心の冷却ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により残存溶融炉心を冷却する。</p> <p>なお、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により発電用原子炉を冷却する場合は、注水流量が多い配管から選択する。</p>
			原子炉停止中の場合	重大事故等時の対応手段の選択
			サポート系故障時	<p>外部電源、常設代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合において、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の運転ができる場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により発電用原子炉を除熱する。</p> <p>原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の運転ができない場合は、原子炉補機代替冷却水系を設置し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により発電用原子炉を除熱する。</p> <p>原子炉補機代替冷却水系の設置による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧に時間を要するため、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）等による発電用原子炉の冷却を並行して実施する。その際の優先順位は、フロントライン系故障時の優先順位と同様である。</p>
			残存溶融炉心の冷却における留意事項	<p>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）等により十分な注水量が確保できない場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを優先する。</p>

配慮すべき事項	作業性	<p>低圧代替注水系（可搬型）で使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）のホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p>
	電源確保	<p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて低圧代替注水系等による注水に必要な設備へ給電する。</p>
	燃料補給	<p>配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</p>

配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	フロントライン系故障時	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合において、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内を冷却する。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内の冷却ができない場合において、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））が確保されている場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内を冷却する。</p>
		作業性	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）で使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）のホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。
		電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて原子炉格納容器代替スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内の冷却に必要な設備へ給電する。
		燃料補給	配慮すべき事項は、「1. 14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。

第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (14/19)

1.14 電源の確保に関する手順等		
方針目的	<p>電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために重大事故等対策設備として、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び代替所内電気設備を確保する手順等を整備する。</p> <p>また、重大事故等の対処に必要な設備を継続運転させるため、燃料補給設備により補給する手順等を整備する。</p>	
対応手段等	重大事故等対策設備 (設計基準拡張)	設計基準事故対策設備である非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備が健全であれば、これらを重大事故等対策設備（設計基準拡張）と位置付け、重大事故等の対処に用いる。
	交流電源喪失時 代替交流電源設備 による給電	<p>全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手段により非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備を用いて給電する。 ・常設代替交流電源設備を用いて給電できない場合は、可搬型代替交流電源設備等を用いて給電する。
	直流電源喪失時 代替直流電源設備 による給電	<p>全交流動力電源が喪失した場合において、充電器を経由して直流電源設備へ給電できない場合は、以下の手段により直流電源設備へ給電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替交流電源設備等を用いて給電を開始するまでの間、所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備を用いて給電する。 ・所内常設蓄電式直流電源設備を用いて給電できない場合は、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備を用いて給電する。
	非常用所内電気設備 機能喪失時 代替所内電気設備 による給電	設計基準事故対策設備である非常用所内電気設備が喪失した場合は、代替所内電気設備を用いて電路を確保し、代替交流電源設備等から必要な設備へ給電する。

第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (16/19)

1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等	
方針目的	重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な設備及び資機材を活用した居住性の確保、汚染の持込み防止に係る手順等を整備する。
対応手段等	<p>中央制御室にとどまる運転員の被ばく量を 7 日間で 100mSv を超えないようにするため、中央制御室遮蔽及び中央制御室待避所遮蔽、中央制御室再循環送風機及び中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ）等により、中央制御室の空気を清浄に保ち、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員を防護するため中央制御室の居住性を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室換気空調系は、原子炉冷却材圧力バウンダリからの 1 次冷却材の漏えい等により通常運転から閉回路循環運転（以下「事故時運転モード」という。）に切り替わり、環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員を防護する。 炉心損傷時は、放射性物質が環境に放出されるおそれがある原子炉格納容器フィルタベント系を使用する前に、中央制御室換気空調系による事故時運転モードを実施し、中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ）により中央制御室待避所の加圧を実施する。 全交流動力電源喪失時は、常設代替交流電源設備を用いて中央制御室換気空調系へ給電し、中央制御室換気空調系の事故時運転モードを実施する。 中央制御室換気空調系が事故時運転モードで運転中等、中央制御室が隔離されている状態となった場合は、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度の低下又は二酸化炭素濃度の上昇により許容濃度を満足できない場合は、外気を取り入れる。中央制御室待避所における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定も中央制御室同様に行い、許容濃度を満足できない場合は、中央制御室待避所加圧設備の加圧空気供給ライン流量調整弁、室圧調整弁により調整及び管理を行う。 全交流動力電源喪失時に、中央制御室の照明が使用できない場合、可搬型照明 (SA) により照明を確保し、チェン징エリア設置場所の照明が使用できない場合は、乾電池内蔵型照明により照明を確保する。
	汚染持込み防止

第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (17/19)

1.17 監視測定等に関する手順等	
方針目的	<p>重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、放射性物質の濃度及び放射線量を測定する手順等を整備する。また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するため、風向、風速その他の気象条件を測定する手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p>放射性物質の濃度及び放射線量の測定</p> <p>発電所及びその周辺における放射線量は、通常時からモニタリングポストを用いて連続測定しているが、放射線量の測定機能が喪失した場合は、可搬型モニタリングポストを用いて監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。また、「原子力災害対策特別措置法」第10条特定事象が発生した場合は、モニタリングポストが設置されていない海側に可搬型モニタリングポストを設置し、放射線量を測定する。さらに、緊急時対策所の加圧判断のため、緊急時対策建屋屋上に可搬型モニタリングポストを設置し、放射線量を測定する。</p> <p>発電所及びその周辺における空気中の放射性物質の濃度は、放射能観測車を用いて測定するが、空気中の放射性物質の濃度の測定機能が喪失した場合は、可搬型放射線計測装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、γ線サーベイメータ及びβ線サーベイメータ）等を用いて監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。</p> <p>重大事故等時に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）及び放射線量は、可搬型放射線計測装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、γ線サーベイメータ、β線サーベイメータ、α線サーベイメータ及び電離箱サーベイメータ）を用いて監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。</p> <p>発電所の周辺海域は、小型船舶を用いて海上モニタリングを行う。</p>
	<p>風向、風速その他</p> <p>発電所における風向、風速その他の気象条件は、通常時から気象観測設備を用いて連続測定しているが、それらの測定機能が喪失した場合は、代替気象観測設備を用いて測定し、及びその結果を記録する。</p>
	<p>測定頻度</p> <p>可搬型モニタリングポストを用いた放射線量の測定は、連続測定とする。</p> <p>放射性物質の濃度の測定（空気中、水中、土壌中）及び海上モニタリングは、1回/日以上とするが、発電用原子炉施設の状態、放射性物質の放出状況及び海洋の状況を考慮し、測定しない場合もある。</p> <p>風向、風速その他の気象条件の測定は、連続測定とする。</p>

第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (18/19)

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等	
方針目的	<p>緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の発電所対策本部としての機能を維持するために必要な居住性の確保、必要な指示及び通信連絡、必要な数の要員の収容、代替電源設備からの給電に関する手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p style="text-align: center;">居住性の確保</p> <p>緊急時対策所遮蔽及び緊急時対策所加圧設備（空気ポンプ）を用いた希ガス等の放射性物質の侵入防止等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等の被ばく線量を7日間で100mSvを超えないようにするため、以下の手順等により緊急時対策所の居住性を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所を立ち上げる場合は、緊急時対策所非常用送風機を起動するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備であるガスタービン発電機又は電源車（緊急時対策所用）を用いて給電し、緊急時対策所非常用送風機を起動する。 ・「原子力災害対策特別措置法」第10条特定事象が発生した場合、緊急時対策所に緊急時対策所可搬型エリアモニタを設置し、放射線量の測定を実施する。 ・原子炉格納容器ベント等により放射性物質の放出のおそれがある場合は、緊急時対策所において、緊急時対策所加圧設備（空気ポンプ）を用いて加圧を行うとともに、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を用いて緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を測定する。その後、発電所敷地内に設置する可搬型モニタリングポスト等の指示値により周辺環境中の放射性物質が十分減少したと判断した場合は、緊急時対策所加圧設備（空気ポンプ）から緊急時対策所非常用送風機へ切り替える。
必要な指示及び通信連絡	<p>重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等は、緊急時対策所の安全パラメータ表示システム（SPDS）及び通信連絡設備を用いて必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに重大事故等に対処するための対策の検討を行う。</p> <p>重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を緊急時対策所に整備する。当該資料は、常に最新となるよう通常時から維持、管理する。</p> <p>緊急時対策所の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。</p>

対応手段等	必要な数の要員の収容	<p>緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な要員を含めた重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する。これらの要員を収容するため、以下の手順等により必要な放射線管理を行うための資機材、飲料水、食料等を整備し、維持、管理するとともに、放射線管理等の運用を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 7日間外部からの支援がなくとも要員が使用する十分な数量の装備（汚染防護服、個人線量計、全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材を配備するとともに、通常時から維持、管理し、重大事故等時には、防護具等の使用及び管理を適切に運用し、十分な放射線管理を行う。 ・ 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持込みを防止するため、「原子力災害対策特別措置法」第 10 条特定事象が発生したと判断した後、事象進展の状況、参集済みの要員数及び作業の優先順位を考慮して、上記資機材を用いて、モニタリング及び汚染防護服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。 ・ 少なくとも外部からの支援なしに7日間活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄するとともに、通常時から維持、管理し、重大事故等が発生した場合は、緊急時対策所内の環境を確認した上で、飲食の管理を行う。
	代替電源設備からの給電	<p>緊急時対策所の必要な負荷は、2号炉の非常用高圧母線より受電されるが、当該母線より受電できない場合は、代替電源設備であるガスタービン発電機を用いて給電する。また、ガスタービン発電機による給電ができない場合は、電源車（緊急時対策所用）を用いて給電する。</p>
配慮すべき事項	配置	<p>重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と現場作業を行う要員等との輻輳を避けるレイアウトとなるよう考慮する。また、要員の収容が適切に行えるようトイレや休憩スペース等を整備する。</p>
	放射線管理	<p>除染は、ウェットティッシュでの拭取りを基本とするが、拭取りにて除染できない場合は、簡易シャワーにて水洗による除染を行う。簡易シャワーで発生した汚染水は、必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として廃棄する。</p> <p>運転中の緊急時対策所換気空調系が故障する等、切替えが必要となった場合は、待機側への切替えを行う。</p> <p>緊急時対策所換気空調系の緊急時対策所非常用フィルタ装置は使用することにより非常に高線量になるため、適切な遮蔽が設置されている緊急時対策建屋内に設置する。</p>
	電源確保	<p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備からの給電により、緊急時対策所の安全パラメータ表示システム（SPDS）及び通信連絡設備へ給電する。</p>

第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性 (2/10)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.3	インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応（中央制御室からの遠隔操作による漏えい箇所の隔離ができない場合）	運転員 （中央制御室，現場）	5	300分以内
1.4	低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉圧力容器への注水	運転員 （中央制御室，現場）	3	35分以内
	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	運転員 （中央制御室，現場） 重大事故等対応要員	3 10	385分以内
1.5	原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）（系統構成）	運転員 （中央制御室，現場）	3	75分以内
	原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）（ベント操作：S/C側ベントの場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	95分以内
	フィルタ装置への水補給	運転員 （中央制御室，現場）	3	380分以内
		重大事故等対応要員	9	
	可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給	運転員 （中央制御室，現場）	3	315分以内
		重大事故等対応要員	5	
	原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素パージ	運転員 （中央制御室，現場）	3	315分以内
		重大事故等対応要員	5	
	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）（系統構成）	運転員 （中央制御室，現場）	3	80分以内
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）（ベント操作：S/C側ベントの場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	95分以内	
原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保	運転員 （中央制御室，現場）	3	540分以内	
	重大事故等対応要員	6		

第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性 (3/10)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.6	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ	運転員 （中央制御室，現場）	3	385分以内
		重大事故等対応要員	10	
1.7	原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）（系統構成）	運転員 （中央制御室，現場）	3	75分以内
	原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）（ベント操作：S/C側ベントの場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	115分以内
	フィルタ装置への水補給	運転員 （中央制御室，現場）	3	380分以内
		重大事故等対応要員	9	
	可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給	運転員 （中央制御室，現場）	3	315分以内
		重大事故等対応要員	5	
	原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素パージ	運転員 （中央制御室，現場）	3	315分以内
重大事故等対応要員		5		
代替循環冷却系使用時における原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保	1.5と同様			
1.8	原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	運転員 （中央制御室，現場）	3	385分以内
		重大事故等対応要員	9	
	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	運転員 （中央制御室，現場）	3	385分以内
		重大事故等対応要員	9	
	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	運転員 （中央制御室，現場）	3	385分以内
		重大事故等対応要員	9	

第 10-2 表 重大事故等対策における操作の成立性 (4/10)

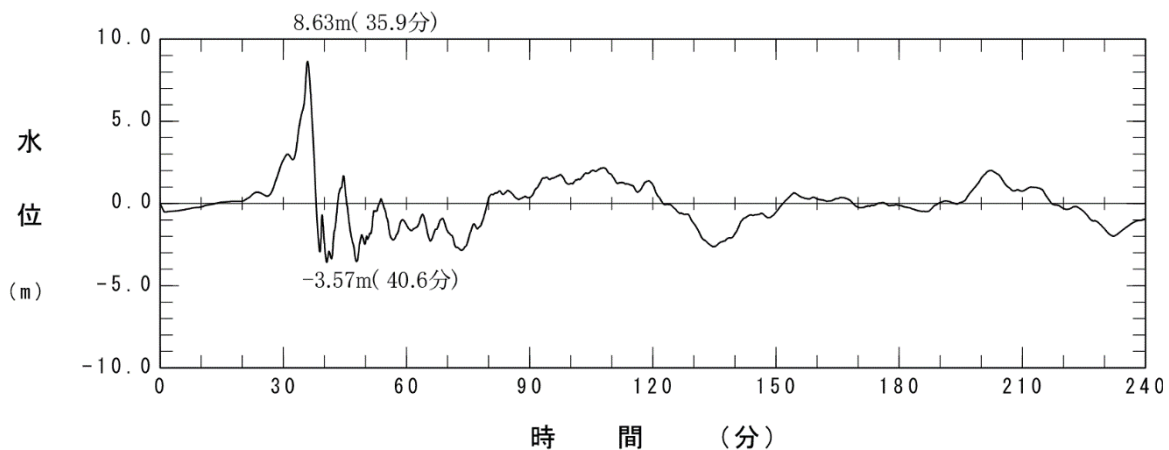
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.9	可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給	運転員 (中央制御室, 現場)	3	315分以内
		重大事故等対応要員	5	
	フィルタ装置への水補給	1.7と同様		
	原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素パージ	1.7と同様		
	代替電源による必要な設備への給電	1.14と同様		
1.10	代替電源による必要な設備への給電	1.14と同様		
1.11	燃料プール代替注水系 (常設配管) による使用済燃料プールへの注水	運転員 (中央制御室, 現場)	3	380分以内
		重大事故等対応要員	10	
	燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水	運転員 (中央制御室, 現場)	3	380分以内
		重大事故等対応要員	10	
	燃料プールのスプレイ系 (常設配管) による使用済燃料プールへのスプレイ	運転員 (中央制御室, 現場)	3	380分以内
		重大事故等対応要員	10	
	燃料プールのスプレイ系 (可搬型) による使用済燃料プールへのスプレイ	運転員 (中央制御室, 現場)	3	380分以内
		重大事故等対応要員	10	
	大気への放射性物質の拡散抑制	1.12と同様		
	代替電源による給電	1.14と同様		
1.12	放水設備 (大気への拡散抑制設備) による大気への放射性物質の拡散抑制 (海水ポンプ室からの取水)	保修班員	6	280分以内
	放水設備 (大気への拡散抑制設備) による大気への放射性物質の拡散抑制 (取水口からの取水)	保修班員	6	395分以内
	海洋への拡散抑制設備 (シルトフェンス) による海洋への放射性物質の拡散抑制	保修班員	10	190分以内
	放水設備 (泡消火設備) による航空機燃料火災への泡消火	重大事故等対応要員	6	205分以内

第 10-2 表 重大事故等対策における操作の成立性 (8/10)

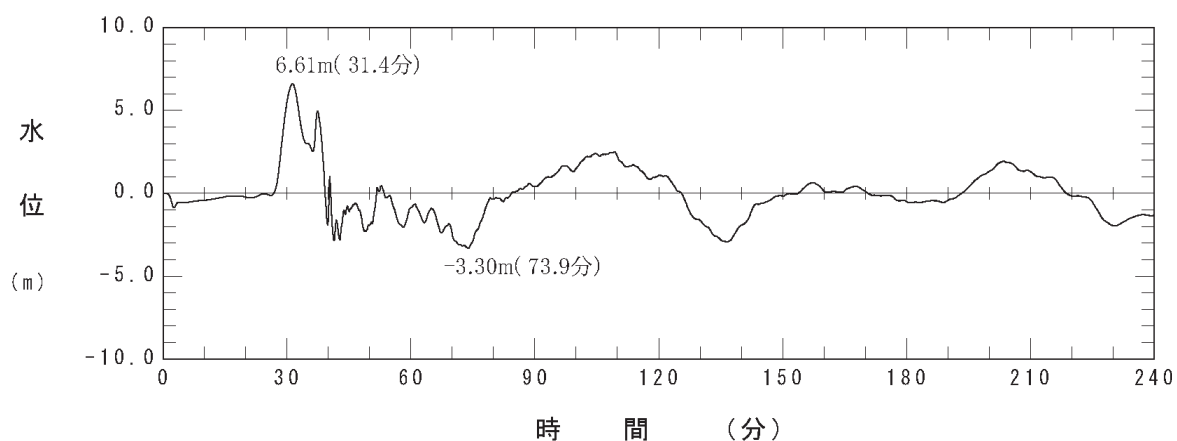
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1. 14	常設代替交流電源設備による給電 (ガスタービン発電機によるメタクラ2C系及びメタクラ2D系受電)	運転員 (中央制御室)	2	45分以内
		保修班員	2	
	可搬型代替交流電源設備による給電 (電源車によるメタクラ2C系及びメタクラ2D系受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	125分以内
		重大事故等対応要員	3	
	所内常設蓄電式直流電源設備による給電 (不要直流負荷の切離し操作)	運転員 (現場)	2	60分以内
	所内常設蓄電式直流電源設備による給電 (125V蓄電池2A及び125V蓄電池2B給電を24時間継続するため切り離していた125V直流負荷の復旧操作)	運転員 (現場)	2	30分以内
	常設代替直流電源設備による給電	運転員 (中央制御室, 現場)	3	50分以内
	可搬型代替直流電源設備による給電 (電源車による125V代替充電器及び250V充電器への給電)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	130分以内
		重大事故等対応要員	3	
	可搬型代替直流電源設備による給電 (125V代替蓄電池を24時間継続するため切り離していた125V直流負荷の復旧操作)	運転員 (現場)	2	40分以内
	代替所内電気設備による給電 (電源車によるパワーセンタ2G系及びモータコントロールセンタ2G系受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	130分以内
		重大事故等対応要員	3	
軽油タンク又はガスタービン発電設備 軽油タンクからタンクローリへの補給	重大事故等対応要員	2	135分以内	
タンクローリから各機器への補給	重大事故等対応要員	2	40分以内	
タンクローリからガスタービン発電設備 軽油タンクへ補給	重大事故等対応要員	2	50分以内	
1. 15	代替電源 (交流, 直流) からの給電	1. 14にて整備		
	可搬型計測器による計測	運転員 (中央制御室)	1	55分以内
重大事故等対策要員 (運転員を除く。)		1		

第 10-2 表 重大事故等対策における操作の成立性 (10/10)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.18	放射線防護等に関する手順等（緊急時対策所非常用送風機から緊急時対策所加圧設備（空気ボンベ）への切替手順）	保修士員	1	3分以内
	放射線防護等に関する手順等（緊急時対策所加圧設備（空気ボンベ）から緊急時対策所非常用送風機への切替手順）	保修士員	1	5分以内
	必要な数の要員の収容に係る手順等（チェンジングエリアの設置及び運用手順）	放射線管理班員	2	20分以内
	必要な数の要員の収容に係る手順等（緊急時対策所換気空調系の切替手順）	保修士員	1	5分以内
	代替電源設備からの給電手順（電源車による給電）	重大事故等対応要員	3	30分以内
1.19	代替電源設備による通信連絡設備への給電	1.14及び1.18と同様		



女川原子力発電所の基準津波（水位上昇側）（策定位置時刻歴波形）



女川原子力発電所の基準津波（水位下降側）（策定位置時刻歴波形）

第 7 図 基準津波の時刻歴波形

添付書類五の一部補正

添付書類五を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
5-7	下3	クレーン類等について設計及び工事を実施している。東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故以降は、	クレーン類等について設計及び工事を実施している。 <u>更なる安全性向上の観点からアクシデントマネジメント対策として、原子炉再循環ポンプトリップ設備の追加、代替制御棒挿入設備の追加、原子炉又は原子炉格納容器への代替注水設備の追加、原子炉自動減圧設備の追加、耐圧強化ベント設備の追加及び非常用電源のユニット間融通設備の追加を検討し、対策工事を実施している。</u> また、経済産業大臣の指示に基づき実施した緊急安全対策により、電源車、消防ポンプ等の配備に関する設計検討を行い、対策工事を実施している。東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故以降は、
5-8	上3～上9	緊急時に社員自らが直営で実施できるよう取組を行っている。 <u>更なる安全性向上の観点からアクシデントマネジメント対策として、原子炉再循環ポンプトリップ設備の追加、代替制御棒挿入設備の追加、原子炉又は原子炉格納容器への代替注水設備の追加、原子炉自動減圧設備の追加、耐圧強化ベント設備の追加及び非常用電源のユニット間融通設備の追加を検討し、対策工事を実施している。</u> また、経済産業大臣の指示に基づき実施し	緊急時に社員自らが直営で実施できるよう取組を行っている。 <u>社内規定類の改正対応や習熟訓練による運転の知識・技能</u>

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
5-8	上 11	<p><u>た緊急安全対策により，電源車，消防ポンプ等の配備に関する設計検討を行い，対策工事を実施している。</u> 社内規定類の改正対応や習熟訓練による運転の知識・技能</p> <p>また，<u>国内外の運転経験情報の</u></p>	<p>また，<u>当社は，従来から国内外の原子力施設からトラブル情報の入手，情報交換を行っており，必要な場合は技術者の派遣も行っている。</u>これらにより入手した国内外の運転経験情報の</p>

なお，頁は，令和元年 9 月 19 日付け，東北電原技第 3 号で一部補正した頁を示す。

添付書類六の一部補正

添付書類六を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
6-2-10	上 12	10 月から <u>3</u> 月にかけて	10 月から <u>2</u> 月にかけて
6-2-10	下 12	A 型から C 型のときは <u>東</u> 及び西,	A 型から C 型のときは <u>南東</u> 及び西,
6-2-20	上 10	第 2.5- <u>5</u> 表の値を使用	第 2.5- <u>3</u> 表の値を使用
6-2-20 ～	下 1 ～	2012 年 1 月から <u>2012 年</u> 12 月 まで	2012 年 1 月から <u>12</u> 月まで
6-2-21	上 1		
6-2-30		第 2.2-20 表 日最高・最低 気温の順位 (石巻特別地域 気象観測所)	別紙 6-2-1 に変更する。
6-2-63	上 1	「第 2.5-1 表 棄却検定表 (<u>風速</u>) (石巻測候所)」を 削除し,	「第 2.5-1 表 棄却検定表 (<u>風向</u>) (石巻測候所)」を 削除し,
6-2-68		第 2.5-3 表(1) 放出源の有 効高さ	別紙 6-2-2 に変更する。
6-2-70		第 2.5-3 表(2) 放出源の有 効高さ	別紙 6-2-3 に変更する。

なお、頁は、令和元年 9 月 19 日付け、東北電原技第 3 号で一部補正した頁を示す。

第2.2-20表 日最高・最低気温の順位（石巻特別地域気象観測所）

（気象庁HPによる）
統計期間：1887年～2017年
（℃）

順位	月	順位												年
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	
最高気温	極値 起日	15.2 1948 21	19.2 1993 7	20.7 1941 21	27.9 1901 28	30.7 2016 23	32.0 2003 20	35.6 2011 10	36.8 2007 15	34.0 2000 2	27.8 2012 1	23.7 1979 2	21.9 1990 1	36.8 2007 8月15日
	極値 起日	15.1 1892 1	18.5 1962 11	20.4 1969 27	27.8 1922 28	30.0 2014 31	32.0 1987 6	34.9 2011 15	35.7 1929 7	33.8 1961 5	27.8 2002 2	23.0 2009 1	19.7 2004 5	35.7 1929 8月7日
	極値 起日	15.0 1973 25	15.5 2017 17	20.2 1998 30	26.8 1922 27	30.0 1961 27	31.6 2004 22	34.6 1973 16	35.4 1929 8	33.7 2010 4	27.4 1999 12	22.0 1897 3	19.2 1953 2	35.6 2011 7月10日
最低気温	極値 起日	-14.6 1919 6	-13.1 1891 4	-10.3 1918 1	-5.0 1910 1	-0.1 1953 3	5.7 1927 4	8.3 1976 1	11.5 1919 16	6.2 1940 29	-0.7 1918 26	-4.6 1912 30	-10.5 1947 19	-14.6 1919 1月6日
	極値 起日	-13.6 1895 20	-12.6 1891 3	-9.2 1893 1	-4.5 1941 2	-0.1 1910 3	6.1 1897 10	9.6 1907 20	12.7 1910 18	6.9 1960 29	0.1 1889 30	-4.5 1912 29	-10.3 1945 25	-13.6 1895 1月20日
	極値 起日	-13.3 1939 18	-12.3 1919 2	-8.7 1895 4	-4.0 1929 3	0.5 1951 3	6.2 1921 3	10.0 1976 2	12.8 1902 27	6.9 1906 27	0.2 1891 31	-4.1 1914 28	-9.7 1949 30	-13.3 1939 1月18日

第 2.5-3 表(1) 放出源の有効高さ

(陸側方位)

(m)

方 位	平 常 運 転 時	設 計 基 準 事 故 時
	周辺監視区域境界及び敷地境界	敷 地 境 界
N	140	80
NNW	140	70
NW	185	85
WNW	175	85
W	185	90
WSW	165	100
SW	190	115
SSW	170	115
S	160	85
SSE	150	95
SE	110	80
ESE	95	85
E	110	90

(海側方位)

(m)

方 位	平常運転時
ENE	135
NE	130
NNE	125

第 2.5-3 表(2) 放出源の有効高さ

(陸側方位)

(m)

方 位	平 常 運 転 時	設 計 基 準 事 故 時
	周辺監視区域境界及び敷地境界	敷 地 境 界
N	150	75
NNW	120	65
NW	190	85
WNW	160	70
W	205	110
WSW	200	130
SW	175	120
SSW	175	115
S	165	80
SSE	150	90
SE	125	80
ESE	95	80
E	125	90

(海側方位)

(m)

方 位	平常運転時
ENE	160
NE	160
NNE	110

頁	行	補正前	補正後
6-3-22	下8～下7	前述の <u>褶曲構造</u> にほぼ平行	前述の <u>褶曲構造</u> の <u>褶曲軸</u> にほぼ平行
6-3-73	下1	(記載追加)	なお、網地島南西沖の1測線のみ認められる断層については、B層が欠如していることから、安全評価上その活動が後期更新世に及んだ可能性が否定できないと考え、震源として考慮する活断層として評価する。
6-3-74	と 上1の間		
6-3-79	下1	(記載追加)	なお、これらの活断層について、全ての断層が一度に連動するとの知見はないものの、保守的な評価として全ての断層が連動した場合においても、「5. 地震」で策定する基準地震動を上回るものとはならない。
6-3-80	と 上1の間		
6-3-87	下3～下1	そのほか、 <u>褶曲構造</u> にほぼ直交する断層が認められるが、敷地周辺の断層で挙げた <u>褶曲構造</u> と大きく斜交する断層にあたる。	そのほか、 <u>褶曲軸</u> にほぼ直交する断層が認められるが、敷地周辺の断層で挙げた <u>褶曲軸</u> と大きく斜交する断層にあたる。
6-3-97	上12	<u>褶曲構造</u> と、 <u>褶曲構造</u> に同方向、	<u>褶曲構造</u> と、 <u>褶曲軸</u> に同方向、
6-3-105	下11	変位させている。_	変位させている。また、 <u>後述するトレンチ調査の結果によれば、TF-1断層はひん岩を切っている状況を確認している(第3.4-14図)。</u>
6-3-107	上12	<u>活動性評価にあたって、</u>	<u>活動性評価の対象として、</u>
6-3-107	下10～下9	断層を <u>代表として選定する。</u>	断層を <u>選定する。</u>
6-3-142	上12～上13	常設重大事故等対処施設の <u>配置図</u>	常設重大事故等対処施設 <u>の配置図</u>

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
6-3-143	上10～上11	原子炉建屋の振動方向と地質を考慮し、 <u>原子炉建屋の炉心で直交する</u>	原子炉建屋の振動方向と地質を考慮し、 <u>炉心を通り、褶曲軸におおむね平行及び直交する</u>
6-3-144	上12～上13	緊急時対策建屋の振動方向と地質を考慮し、 <u>直交する</u>	緊急時対策建屋の振動方向と地質を考慮し、 <u>緊急時対策建屋南側及び東側に分布する周囲の岩盤より強度が小さいC₁級岩盤及び盛土を通り、直交する</u>
6-3-147	下6～下5	防潮堤（鋼管式鉛直壁） <u>の地震時の最大接地圧は、</u>	防潮堤（鋼管式鉛直壁） <u>一般部の地震時の最大接地圧は、</u>
6-3-148	上8～上9	第3.6.1-7表に示す。 <u>原子炉建屋基礎底面の両端において</u>	第3.6.1-7表に示す。 <u>なお、防潮堤（鋼管式鉛直壁）一般部及び防潮堤（盛土堤防）について、傾斜は津波防護機能に影響を及ぼすものではないことから、評価対象外とする。</u> 原子炉建屋基礎底面の両端において
6-3-149	上2～上3	防潮堤 <u>により地下水の流れが遮断され、</u>	防潮堤下部の地盤改良等により地下水の流れが遮断され、
6-3-149	上4～上5	地下水位低下設備 <u>の機能を考慮した水位、自然水位より保守的に設定した水位</u>	地下水位低下設備を <u>設置し、同設備の効果が及ぶ範囲においては、その機能を考慮した設計用地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。地下水位低下設備の効果が及ばない範囲においては、自然水位より保守的に設定した水位</u>
6-3-149	上9～上10	代表性及び網羅性を踏まえた上で <u>保守性を考慮して設定する。</u>	代表性及び網羅性を踏まえた上で <u>実施した液状化強度試験結果に基づき、保守性を考慮して設定する。</u>

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
6-3-180	上1	第3.4-2表 敷地の断層一覧表	第3.4-2表 敷地の地質構造を規制する規模の大きな断層一覧表
6-3-181	上1	第3.4-3表 敷地内原子炉付近の断層一覧表	第3.4-3表(1) 敷地内断層一覧表(原子炉付近)
6-3-181 と 6-3-182 の間		(記載追加)	別紙6-3-1を追加する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

第 3.4-3 表 (2) 敷地内断層一覽表 (主要断層総括)

断層名	センス	走向/傾斜	変位・変形の規模	最大破砕幅 (cm)	性状	水平方向の連続性 (m)
走向断層	S F-1	N20° ~44° E/ 62° ~74° NW	50 m を超える	150	粘土・砂・細片を含む。 ひん岩からなる固結状破砕部主体。	850 以上
	S F-2 ①	N25° ~58° E/ 40° SE ~85° NW	50 m を超える	80	角礫・砂・粘土を含む。 固結状破砕部 30cm。	1,350
		S F-2 ②			角礫・砂・粘土を含む。 試験坑内で下盤の黒色頁岩が幅 10~30cm 粘土化。	
斜交断層	O F-1	N55° E ~20° W/ 78° NW ~30° SE	50 m を超える	150	角礫・砂・粘土を含む。	1,100
	O F-2	N68° W ~80° E/ 70° N ~90°	5~10 m 程度	5	角礫・砂・粘土を含む。	60~100
	O F-3	N70° ~75° W/ 60° S ~85° N	5~10 m 程度	12	角礫・砂・粘土を含む。	55~85
			10 m 程度 以上	6	角礫からなり茶褐色流入粘土を含む。	20~55
	O F-4	N18° ~40° E/ 46° SE	10 m 程度 以上	15	角礫・砂・粘土を含む。	42
	O F-5	N68° ~76° E/ 28° ~62° NW	10 m 程度 以上	2	砂・粘土を含む。	22
	O F-6	N24° ~43° E/ 53° ~64° NW	5~10 m 程度	10	角礫・砂・粘土を含む。	33
	O F-7	N27° ~48° E/ 45° ~57° NW	5~10 m 程度	400	角礫・黒色粘土・小岩片・小岩塊を含む。 固結状破砕部を伴う。	500~1,400
	T F-1	N20° ~84° W/ 40° ~85° SW	50 m を超える	40	角礫・砂・角礫混じり粘土を含む。 中心部に小岩塊を含む。	80~100
	T F-2	N38° ~86° W/ 68° S ~90°	3 m 程度	80	角礫・砂・粘土を含む。 レンズ状で鏡肌を有する小岩片を含む。	75~100
横断断層	T F-3	N38° ~50° W/ 50° SW ~90°	10 m 程度 以上	20	角礫・砂・黄灰色粘土・シルムを含む。	20
	T F-4	N42° ~56° W/ 66° ~76° SW	10 m 程度 以上	150	角礫・砂・粘土を含む。	610 以下
	T F-5	N30° ~36° W/ 50° ~82° SW	10 m 程度 以上	20	砂を含む。 角礫状破砕部の固結状。	93
	T F-6	N25° ~41° W/ 61° ~83° SW	3 m 程度	10	角礫・砂・粘土を含む。	52
	T F-7	N29° ~36° W/ 75° ~79° SW	5~10 m 程度			

頁	行	補正前	補正後
6-5-2 ～ 6-5-3	下1 ～ 上2	<u>平成20年(2008年)岩手・宮城内陸地震(M7.2, Δ=88km)(以下,「2008年岩手・宮城内陸地震」という。)</u>	<u>2008年岩手・宮城内陸地震(M7.2, Δ=88km)</u>
6-5-12	上3～上4	「3. 地盤」で示すとおり, 試掘坑内におけるS波速度は平均約1.4km/sである。	「3. 地盤」に示すとおり, 試掘坑内における <u>屈折法による弾性波試験の結果</u> , S波速度は平均約1.4km/sである。
6-5-12	下3～下2	<u>敷地内のPS検層から, 基礎地盤の速度層構造は概ね水平な成層構造をなす5層に区分され, 安全上重要な建屋の基礎直下レベル</u>	<u>炉心直交断面において実施した複数のPS検層結果の速度層境界の深さを地質を考慮して結ぶと, 敷地地盤全体の速度層構造は概ね水平な成層構造をなす5層に区分され, 原子炉建屋の設置レベル</u>
6-5-14		(記載変更)	別紙6-5-1に変更する。
6-5-15		(記載変更)	別紙6-5-2に変更する。
6-5-16	上4と上5の間	(記載追加)	なお, 水平方向の2成分は, 施設の配置を考慮してプラントノースを基準とする。
6-5-16	下4～下3	<u>微小地震分布, <u>コンラッド面深さ⁽³⁸⁾及び2003年宮城県中部の地震の余震分布⁽³⁹⁾</u></u>	<u>微小地震分布, <u>2003年宮城県中部の地震の海野ほか(2004)⁽⁴²⁾による稠密な余震観測結果と気象庁震源の比較検討結果及びコンラッド面に関する深さの知見⁽⁴³⁾</u></u>
6-5-17	下12	震源域として発生する東北地方太平洋沖型地震を想定している。	震源域とする東北地方太平洋沖型の地震(Mw9.0前後)を想定している。

なお, 頁は, 令和元年9月19日付け, 東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
6-5-17	下11～下10	<u>2011年東北地方太平洋沖型地震</u>	<u>2011年東北地方太平洋沖地震を代表とする三陸沖中部から茨城県沖で発生するMw9.0の地震（以下、「2011年東北地方太平洋沖型地震」という。）</u>
6-5-17 ～ 6-5-19	下9 ～ 上4	(記載変更)	別紙6-5-3に変更する。
6-5-19	下12～下3	(記載変更)	別紙6-5-4に変更する。
6-5-20	上1～上2	応力降下量（短周期レベル）、 <u>断層面のなかで特に強い地震波（強震動）を発生させる領域（以下、「強震動生成域」という。）</u> の位置	応力降下量（短周期レベル）、 <u>強震動生成域</u> の位置
6-5-20	上12	指摘されている ⁽⁵²⁾ 。	指摘されている ⁽⁵⁹⁾ 。
6-5-20	上12～上13	強震動波形の分析 ⁽⁵³⁾	強震動波形の分析 ⁽⁶⁰⁾
6-5-20	下11	Mw8.2～8.3程度とされている ⁽⁵⁴⁾⁽⁵⁵⁾ 。	Mw8.2～8.3程度とされている ⁽⁶¹⁾⁽⁶²⁾ 。
6-5-20	下7と下6の間	(記載追加)	以上より、基本ケースで既往最大の地震規模を考慮していることから、不確かさはあらかじめ考慮されている。
6-5-20	下3	16～39.77MPaとなっている ⁽⁴⁷⁾⁽⁴⁸⁾⁽⁴⁹⁾⁽⁵⁰⁾⁽⁵¹⁾ 。	16～39.77MPaとなっている ⁽³⁹⁾⁽⁵³⁾⁽⁵⁴⁾⁽⁵⁵⁾⁽⁵⁶⁾ 。
6-5-20	下2～下1	<u>地震動評価の短周期側に与える影響が大きい加速度震源スペクトルの短周期領域におけるレベル（以下、「短周期レベル」という。）</u>	<u>短周期レベル</u>

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
6-5-21	上4～上5	震源モデルの中で最大のものと同等となるように基本ケースから_割り増す	震源モデルの中で最大である佐藤 (2012) と同等となるように基本ケースから1.14倍(諸井ほか(2013)の1.6倍)に割り増す
6-5-21	上7	考慮されているが ^{(32) (56)} ,	考慮されているが ^{(32) (63)} ,
6-5-21	上8	階層構造 ⁽⁵⁷⁾	階層構造 ⁽⁶⁴⁾
6-5-21	上9～上10	巨大地震 ⁽⁵⁴⁾	巨大地震 ⁽⁶¹⁾
6-5-21	下4～下1	応力降下量(短周期レベル)の不確かさを考慮した「不確かさケース1」を設定し、さらに、応力降下量(短周期レベル)の不確かさに強震動生成域の位置の不確かさを重畳して考慮した「不確かさケース2」を設定した。	応力降下量(短周期レベル)の不確かさとして基本ケースから1.14倍に割り増しをした「不確かさケース1」を設定した。さらに、応力降下量(短周期レベル)の不確かさに強震動生成域の位置の不確かさを重畳し、上記の応力降下量(短周期レベル)の割り増しに加え強震動生成域を敷地に近づけた「不確かさケース2」を設定した。
6-5-22	上2	第5.5-5図_	第5.5-5図(2)
6-5-22	上5～上6	指摘されており ^{(54) (55)} ,	指摘されており ^{(61) (62)} ,
6-5-22	下8	統計的グリーン関数法 ^{(58) (59) (60)}	統計的グリーン関数法-
6-5-22	下5と下4の間	(記載追加)	別紙6-5-5を追加する。
6-5-22 ～ 6-5-23	下2 ～ 上3	2011年4月7日宮城県沖の地震については、強震動シミュレーション解析が実施されており ⁽⁶¹⁾ 、この断層モデルを参考にした統計的グリーン関数法によるシミュレーション解析結果と敷地での観測	2011年4月7日宮城県沖の地震については、原田・釜江(2011) ⁽⁶⁵⁾ の強震動シミュレーション解析を参考に断層モデルを設定して統計的グリーン関数法によるシミュレーション解析を行い、敷地

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
6-5-23	上4	<u>記録との整合性の確認を行ったうえで、基本ケースの断層モデルの設定を行った。</u>	<u>における観測記録と整合することを確認した。断層モデルの深さ及び断層幅は東北大学(2011)⁽⁶⁶⁾を参考に設定し、破壊開始点は原田・釜江(2011)と同じとした。</u>
6-5-23	上10～上11	<u>断層の位置は、</u> <u>北側にも広がっていることから、地震規模は、この特徴も考慮し、M7.5として評価した。</u>	<u>基本ケースの設定は、2011年4月7日宮城県沖の地震のシミュレーションモデルを踏まえたものとした。断層の位置は、</u> <u>北側にも広がっている。また、GPSデータに基づくOhta et al. (2011)⁽⁴⁷⁾の検討では、同地震の破壊開始点は海洋プレート内の応力中立面付近に位置し、震源域は応力中立面を大きく超えて拡大していないことが示されている。これらの特徴も考慮し、シミュレーションモデルの北側に断層を拡張して地震規模はM7.5として評価した。</u>
6-5-23	上13	最も大きいことから ⁽⁵⁰⁾⁽⁶²⁾	最も大きいことから ⁽⁴⁶⁾⁽⁵⁶⁾
6-5-23	下11	短周期レベル_を考慮した。_	<u>短周期レベル(地震調査研究推進本部(2017)の1.5倍)を考慮した。破壊開始点は、破壊が敷地に向かう位置に複数設定した。</u>
6-5-23	下10～下9	<u>設定した断層パラメータを第5.5-8表に、断層モデル図を第5.5-11図_に示す。</u>	<u>基本ケースの断層パラメータ設定フローを第5.5-11図(1)に、設定した断層パラメータを第5.5-8表に、断層モデル図を第5.5-11図(2)に示す。</u>

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
6-5-24	下8～下6	知られている ⁽⁶³⁾⁽⁶⁴⁾ ことから、強震動生成域を海洋地殻に設定する場合は、海洋地殻と海洋性マンタルの物性の違い ⁽³²⁾⁽³⁷⁾⁽⁶³⁾⁽⁶⁴⁾⁽⁶⁵⁾ を踏まえた設定とする。	知られている ⁽⁶⁸⁾⁽⁶⁹⁾ ことから、強震動生成域を海洋地殻に設定する場合は、海洋地殻と海洋性マンタルの物性の違い ⁽³²⁾⁽⁴¹⁾⁽⁶⁸⁾⁽⁶⁹⁾⁽⁷⁰⁾ を踏まえた設定とする。
6-5-25	上3～上5	破壊開始点を破壊が敷地に向かう位置に設定した場合が最も影響が大きい傾向であることから、基本ケースで不確かさはあらかじめ考慮されている。	破壊開始点は、最も影響が大きい傾向となる破壊が敷地に向かう位置に設定した。
6-5-25	上6～下12	(記載変更)	別紙6-5-6に変更する。
6-5-25	下8～下7	知られている ⁽⁶⁶⁾	知られている ⁽⁷²⁾
6-5-26	上3～上4	統計的グリーン関数法 ⁽⁵⁸⁾⁽⁵⁹⁾⁽⁶⁰⁾ を用いた。強震動生成域	統計的グリーン関数法を用いた。放射特性係数は、地震調査研究推進本部(2005)を参考に、宮城県沖のプレート間地震と同様に一定値とした。強震動生成域
6-5-26	上6	経験的グリーン関数法 ⁽⁵⁸⁾⁽⁵⁹⁾	経験的グリーン関数法 ⁽³⁵⁾⁽³⁶⁾
6-5-26	下13と下12の間	(記載追加)	別紙6-5-7を追加する。
6-5-26	下6～下5	地震調査研究推進本部(2009c) ⁽⁶⁸⁾	地震調査研究推進本部(2017) -
6-5-27	上4～上6	基本ケースのアスペリティの位置については、F-6断層及びF-9断層の地表に変位が認められる範囲のうち敷地に近い位置にそれぞれ設定した。	基本ケースのアスペリティの位置については、F-9断層、F-7断層及びF-8断層・f-12断層が比較的密に分布する位置に大きなアスペリティを、敷地に近いF-6断層の位置に小さなアスペリティを配置することとし、それぞれ敷地に近い断層上端に設定した。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
6-5-27	上7	位置に_設定した。	位置に <u>複数</u> 設定した。
6-5-27	上8～上9	_設定した断層パラメータを第5.5-12表に，断層モデルを第5.5-21図_ <u>に示す。</u>	<u>地震調査研究推進本部(2017)に基づく基本ケースの断層パラメータ設定フローを第5.5-21図(1)に，設定した断層パラメータを第5.5-12表に，断層モデルを第5.5-21図(2)に示す。</u>
6-5-27	下13～下12	地震調査研究推進本部(2009c)	地震調査研究推進本部(2017)
6-5-27	下10～下9	アスペリティ位置については， <u>敷地に近い位置にそれぞれ</u> 設定した。	アスペリティ位置については， <u>安全側の評価となるようにそれぞれの断層の敷地に近い断層上端に</u> 設定した。
6-5-27	下8	位置に_設定した。	位置に <u>複数</u> 設定した。
6-5-27	下8と下7の間	(記載追加)	仮想震源断層との連動を考慮していること，アスペリティを敷地に近い位置に集中して配置していることから，地震規模及びアスペリティ位置の不確かさはあらかじめ基本ケースで考慮している。
6-5-27	下7～下6	_設定した断層パラメータを第5.5-13表に，断層モデルを第5.5-22図_ <u>に示す。</u>	<u>地震調査研究推進本部(2017)に基づく基本ケースの断層パラメータ設定フローを第5.5-22図(1)に，設定した断層パラメータを第5.5-13表に，断層モデルを第5.5-22図(2)に示す。</u>
6-5-27 ～ 6-5-28	下5 ～ 上5	(記載変更)	別紙6-5-8に変更する。
6-5-28	下10	久田(1997) ⁽⁶⁹⁾	久田(1997) ⁽⁷⁵⁾

なお，頁は，令和元年9月19日付け，東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
6-5-28	下3	経験的グリーン関数法 (58) (59) (70)	経験的グリーン関数法 (35) (36) (76)
6-5-30	下11	加藤ほか (2004) (71)	加藤ほか (2004) (77)
6-5-31	上10	新第三紀以降	新第三系～第四系
6-5-31	下13～下12	産業技術総合研究所 (2009) (72)	産業技術総合研究所 (2009) (78)
6-5-31	下4	震源域とは、地質学的・測地学的等の背景が異なることから、	震源域とは、火山地域の地質・地質構造、活断層・リニアメントの分布状況及びひずみ集中帯との関係に違いが認められ、地質学的・測地学的背景が異なることから、
6-5-31 ～ 6-5-32	下1 ～ 上2	2000年鳥取県西部地震の震源域を地震地体構造からみた場合、地形地質上、安定隆起とされているが、島弧の内帯に位置するため、外帯と比較し、地震活動及び断層数が少なく、分布密度が高い。	2000年鳥取県西部地震の震源域は、地形地質上、安定隆起とされ、松田・吉川(2001) ⁽⁷⁹⁾ によれば、地震地体構造としては島弧の内帯に位置する。当該地域は、断層数及び断層の分布密度が大きい内帯のなかではそれらは比較的少なく、これに対し地震活動は高い傾向にある。
6-5-32	上3	古第三紀	古第三系
6-5-32	上4	新第三紀中新世	新第三系中新統
6-5-32	上5	岡田 (2002) (73)	岡田 (2002) (80)
6-5-32	上8	高田ほか (2003) (74)	高田ほか (2003) (81)
6-5-32	上12	断層数が少なく、分布密度も低い	断層数が少なく、地震・断層の分布密度も低い
6-5-32	下13～下12	敷地周辺の地質・地質構造は、中・古生界の堆積岩が広く分布し、それらは	敷地周辺には、中・古生界の堆積岩が広く分布し、その地質構造は

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
6-5-32	下9～下7	以上より、敷地周辺地域と2000年鳥取県西部地震_震源域とは地震地体構造、地質・地質構造、活断層の特徴等に地域差が認められることから、2000年鳥取県西部地震は観測記録収集_対象外とした。	以上のことから、敷地周辺地域は、2000年鳥取県西部地震の震源域とは_地質・地質構造、活断層・リニアメントの分布状況及び成熟度に違いが認められ、地質学的背景が異なることから、2000年鳥取県西部地震は観測記録収集の_対象外とした。
6-5-32 ～ 6-5-33	下6 ～ 上4	(記載変更)	別紙6-5-9に変更する。
6-5-35	下6と下5の間	(記載追加)	海洋プレート内地震のうち、強震動生成域を海洋地殻に設定したケースについては、第5.5-42図に示すとおり、全て基準地震動 S_s-D_3 に包絡される。
6-5-35	下5	なお、_内陸地殻内地震	_内陸地殻内地震
6-5-38	上2	日本原子力学会 (2015) ⁽⁷⁶⁾	日本原子力学会 (2015) ⁽⁸³⁾
6-5-38	上9	地震調査研究推進本部 (2013) ⁽⁷⁷⁾	地震調査研究推進本部 (2013) -
6-5-39	上13	地震調査研究推進本部 (2012c) ⁽⁷⁸⁾	地震調査研究推進本部 (2012c) ⁽⁸⁴⁾
6-5-41 ～ 6-5-49		(記載変更)	別紙6-5-10に変更する。
6-5-53		第5.1-1表(4) 敷地周辺における主な被害地震の諸元	別紙6-5-11に変更する。
6-5-60		第5.4-3表 統計的グリーン関数法に用いる地下構造モデル	別紙6-5-12に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
6-5-61		第5.5-1表 海洋プレート内地震における発生タイプ毎の影響検討ケース	別紙6-5-13に変更する。
6-5-62		第5.5-2表 敷地周辺における主な活断層の諸元及び想定する地震	別紙6-5-14に変更する。
6-5-63		第5.5-3表 敷地周辺における連動を考慮する活断層群の諸元及び想定する地震	別紙6-5-15に変更する。
6-5-63		第5.5-4表 内陸地殻内地震の検討用地震の選定に用いた地震の諸元	別紙6-5-16に変更する。
6-5-64		第5.5-5表 2011年東北地方太平洋沖型地震の断層パラメータ（基本ケース）	別紙6-5-17に変更する。
6-5-66		第5.5-7表 2011年東北地方太平洋沖型地震の断層パラメータ（不確かさケース1，不確かさケース2）	別紙6-5-18に変更する。
6-5-67		第5.5-8表 2011年4月7日宮城県沖型地震の断層パラメータ（基本ケース，不確かさケース1）	別紙6-5-19に変更する。
6-5-68		第5.5-9表 海洋プレート内地震において考慮する不確かさケース	別紙6-5-20に変更する。
6-5-69		第5.5-10表 2011年4月7日宮城県沖型地震の断層パラメータ（不確かさケース2）	別紙6-5-21に変更する。
6-5-70		第5.5-11表 2011年4月7日宮城県沖型地震の断層パラメータ（不確かさケース3）	別紙6-5-22に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
6-5-71		第5.5-12表 F-6断層～ F-9断層による地震の断層 パラメータ（基本ケース）	別紙6-5-23に変更する。
6-5-72		第5.5-13表 仙台湾の断層 群による地震の断層パラメ ータ（基本ケース）	別紙6-5-24に変更する。
6-5-73		第5.5-14表 内陸地殻内地 震において考慮する不確か さケース	別紙6-5-25に変更する。
6-5-74		第5.5-15表 F-6断層～ F-9断層による地震の断層 パラメータ（不確かさケー ス1：短周期レベル（応力降 下量））	別紙6-5-26に変更する。
6-5-75		第5.5-16表 F-6断層～ F-9断層による地震の断層 パラメータ（不確かさケー ス2：断層傾斜角）	別紙6-5-27に変更する。
6-5-76		第5.5-17表 F-6断層～ F-9断層による地震の断層 パラメータ（不確かさケー ス3：アスペリティ集約）	別紙6-5-28に変更する。
6-5-77		第5.5-18表 仙台湾の断層 群による地震の断層パラメ ータ（不確かさケース1：短 周期レベル（応力降下量））	別紙6-5-29に変更する。
6-5-119	下1	（自由地盤観測点 ₁ ）	（自由地盤観測点：O.P. -8.6m/O.P.-128.4m）
6-5-120	下1	（2号炉原子炉建屋地中の 観測点 ₂ ）	（2号炉原子炉建屋地中の 観測点：O.P.-15.0m/O.P. -128.4m）

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
6-5-121	下1	(3号炉原子炉建屋地中の観測点_)	(3号炉原子炉建屋地中の観測点: O.P. -15.0m/O.P. -128.4m)
6-5-123 と 6-5-124 の間		(記載追加)	別紙6-5-30を追加する。
6-5-124	下2	第5.5-1図_	第5.5-1図(2)
6-5-124 と 6-5-125 の間		(記載追加)	別紙6-5-31を追加する。
6-5-125	下2～下1	第5.5-2図(1) 海洋プレート内地震における発生タイプ毎の影響検討結果(水平方向)	第5.5-2図(1) 海洋プレート内地震における地震タイプ毎の影響検討結果(水平方向)
6-5-126	下2～下1	第5.5-2図(2) 海洋プレート内地震における発生タイプ毎の影響検討結果(鉛直方向)	第5.5-2図(2) 海洋プレート内地震における地震タイプ毎の影響検討結果(鉛直方向)
6-5-127	下1	第5.5-3図 連動を考慮する_断層群	第5.5-3図 連動を考慮する活断層群
6-5-128 と 6-5-129 の間		(記載追加)	別紙6-5-32を追加する。
6-5-129	下2	第5.5-5図_	第5.5-5図(2)
6-5-138 と 6-5-139 の間		(記載追加)	別紙6-5-33を追加する。
6-5-139	下2	第5.5-11図_	第5.5-11図(2)

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
6-5-140 と 6-5-141 の間		(記載追加)	別紙6-5-34を追加する。
6-5-141	下2	第5.5-13図_	第5.5-13図(2)
6-5-141 と 6-5-142 の間		(記載追加)	別紙6-5-35を追加する。
6-5-142	下2	第5.5-14図_	第5.5-14図(2)
6-5-145		第5.5-16図 2011年4月7日宮城県沖型地震の不確かさケース2の断層モデルによる地震動評価に用いる要素地震	別紙6-5-36に変更する。
6-5-153 と 6-5-154 の間		(記載追加)	別紙6-5-37を追加する。
6-5-154		第5.5-21図 F-6断層～F-9断層による地震の断層モデル 基本ケース, 不確かさケース1	別紙6-5-38に変更する。
6-5-154 と 6-5-155 の間		(記載追加)	別紙6-5-39を追加する。
6-5-155	下2	第5.5-22図_	第5.5-22図(2)
6-5-156		第5.5-23図 F-6断層～F-9断層による地震の断層モデル 不確かさケース2	別紙6-5-40に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
6-5-157		第5.5-24図 F-6断層～ F-9断層による地震の断層 モデル 不確かさケース3	別紙6-5-41に変更する。
6-5-174		第5.5-31図 仙台湾の断層 群による地震の地震動評価 に用いる要素地震	別紙6-5-42に変更する。
6-5-181	下1	応答スペクトル_	応答スペクトル (<u>敷地の地盤 物性を考慮</u>)
6-5-217		第5.5-58図(1) ロジック ツリー (プレート間地震)	別紙6-5-43に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

5.4.3 解放基盤表面の設定

「3. 地盤」に示すとおり、敷地周辺には中生界ジュラ系の砂岩、頁岩等が広く分布し、原子炉建屋基礎地盤の大部分は、著しい風化を受けていない C_M 級以上の岩盤から構成されている。その速度層構造は、炉心直交断面において実施した P S 検層結果から、S 波速度が 0.7km/s 以上の硬質岩盤で、概ね水平な成層構造をなして相当な広がりをもって分布しており、原子炉建屋の設置レベルに位置する第 3 速度層の S 波速度は 1.5km/s となっている。以上のことから、解放基盤表面は、この岩盤が分布する原子炉建屋の設置位置である O.P. -14.1m に設定する。

また、「5.4.2 地震観測」に示すように、敷地では岩盤内における観測記録の著しい増幅特性は認められないこと、また、地震波の到来方向の違いによる特異な増幅特性は認められず、場所の違いによる振動特性の違いも小さいことから、解放基盤表面の地震動特性は、自由地盤における岩盤上部の地震観測点位置 (O.P. -8.6m) で代表する。

5.4.4 地下構造モデル

敷地地盤の速度層構造は概ね水平な成層構造であることから、敷地の地下構造モデルは一次元モデルとした。

はぎとり解析に用いる地下構造モデルを第 5.4-2 表に、統計的グリーン関数法に用いる地下構造モデルを第 5.4-3 表に、ハイブリッド合成法のうち理論的手法に用いる地下構造モデルを第 5.4-4 表に示す。

はぎとり解析に用いる地下構造モデルは、ボーリング調査結果を参考にし、敷地における中小地震の地震観測記録を用いて各層の層厚、速度及び減衰を最適化し、さらに岩盤より浅い表層部分について 2003 年宮城県沖の地震及び 2011 年東北地方太平洋沖地震の強震記録を用いて設定したモデルを採用した。2011 年東北地方太平洋沖地震の敷地における観測記録の伝達関数とはぎとり解析に用いる地下構造モデルの伝達関数の比較を第 5.4-8 図に示す。

統計的グリーン関数法⁽³⁴⁾⁽³⁵⁾⁽³⁶⁾に用いる地下構造モデルは、統計的グリーン関数法の地震基盤波を入力する位置（以下、「地震基盤」といい、敷地においては O.P. -128.4m とする。）から解放基盤表面までの層厚及び速度をはぎとり解析に用いる地下構造モデルとし、減衰を 2003 年宮城県沖の地震及び 2005 年宮城県沖の地震のシミュレーション解析⁽³⁷⁾で敷地の観測記録との整合を確認して設定したモデルを採用した。この地下構造モデルは、2011 年東北地方太平洋沖地震及び 2011 年 4 月 7 日宮城県沖の地震についてもシミュレーション解析⁽³⁸⁾を実施し、敷地の観測記録との整合を確認した。諸井ほか（2013）⁽³⁹⁾の断層モデルを用いた 2011 年東北地方太平洋沖地震の統計的グリーン関数法によるシミュレーション解析結果と敷地における観測記録との比較を第 5.4-9 図に示す。

理論的手法に用いる地下構造モデルの O.P. -128.4m 以浅の浅部地下構造

は、統計的グリーン関数法に用いる地下構造モデルの層厚及び速度とし、減衰を防災科学技術研究所（2012）⁽⁴⁰⁾に基づき設定した。O.P. -128.4m 以深の深部地下構造は、防災科学技術研究所（2012）及び地震調査研究推進本部（2012b）⁽⁴¹⁾に基づき設定した。設定した地下構造モデルは、敷地における観測記録と理論波形との比較により検証を行った。検証に用いた地震は、地下構造モデルの適用を考慮し、敷地周辺で発生した内陸地殻内地震のうち長周期成分を比較的含み震源メカニズムが明らかな複数の地震を採用した。

(2) 海洋プレート内地震

「5.3.2 海洋プレート内地震」に示すとおり、発生機構等の違いを踏まえ、地震タイプ別に海洋プレート内地震の検討対象地震を想定し、あらかじめ不確かさを考慮して敷地への影響検討を行ったうえで、最も影響の大きい地震タイプを検討用地震として選定する。

検討対象地震を想定するにあたり、海洋プレート内地震については、発生場所や地震規模等に関する十分な知見が得られていない場合があることから、次に示す事項を共通に考慮した。

地震の想定位置については、過去の地震の発生状況や海洋プレート内地震に関する地震学の知見を考慮した。地震規模は、東北地方の海洋プレート内で発生した最大規模（M7.3）を考慮し、さらに、東北地方とは地震テクトニクスが異なる北海道の最大規模は該当する地震タイプに考慮した。また、断層面のなかで特に強い地震波（強震動）を発生させる領域（以下、「強震動生成域」という。）の応力降下量（短周期レベル）及び強震動生成域の位置については、地震タイプごとに敷地周辺で発生した規模の大きな海洋プレート内地震の知見を踏まえた想定とした。ここで、短周期レベルとは、地震動評価の短周期側に与える影響が大きい加速度震源スペクトルの短周期領域におけるレベルをいう。想定にあたり共通に考慮した事項を第 5.5-1 図(1)に示す。

検討対象地震として想定した 5 つの地震タイプについて、不確かさも踏まえた設定を以下に示す。

a. 二重深発地震面上面の地震 2011 年 4 月 7 日宮城県沖型地震

「5.3.2 海洋プレート内地震」に示すとおり、2011 年 4 月 7 日宮城県沖の地震（M7.2）の震源域は、沈み込んだ海洋プレート内の低速度域と対応し、震源域のさらに北側には低速度域が拡が

っている。また、東北地方の沈み込んだ海洋プレート内地震としては、同地震を上回るM7.3の地震が発生している。このことから、同地震の位置にM7.5の地震を想定した。また、同地震の短周期レベルは、東北地方で発生した二重深発地震面上面で発生した規模の大きな地震としては最も大きいことから、この短周期レベルを考慮した。

b. 二重深発地震面上面の地震 2003年5月26日宮城県沖型地震

2003年5月26日宮城県沖の地震(M7.1)は、二重深発地震面の上面・面間・下面に微小地震が集中している個所で発生した。このことから、東北地方で知られている最大規模(M7.3)を敷地に最も近い海洋プレート内の微小地震集中個所である同地震の発生位置に想定した。同地震の短周期レベルは、地震調査研究推進本部(2017)⁽⁴⁴⁾の知見を上回ることから、これを考慮した。

なお、同地震は陸域に近い場所で発生したことから、M7.1の地震を保守的に敷地下方に想定したとしても、上記影響を上回らない。

c. 二重深発地震面下面の地震

2008年7月24日岩手県沿岸北部の地震(M6.8)は、東北地方で発生した二重深発地震面下面の地震の最大であり、陸域の二重深発地震面の上面・面間・下面に微小地震が集中している個所で発生した。このことから、東北地方で知られている最大規模(M7.3)を敷地に最も近い海洋プレート内の微小地震集中個所である2003年宮城県沖の地震の下面の位置に想定することが考えられる。一方、2008年7月24日岩手県沿岸北部の地震は、陸域で発生した地震であること、さらに、地震テクトニクスに違いはあるものの、

北海道で発生した二重深発地震下面の地震の最大規模はM7.5 であることから、保守的に敷地下方へM7.5 の地震を想定した。また、同地震の短周期レベルは、2011 年4月7日宮城県沖の地震よりも大きいことから、これを考慮した。

d. 沖合いのやや浅い地震

2011 年7月10日三陸沖の地震（M7.3）は、日本海溝付近のやや浅い場所で発生した海洋プレート内地震であり、東北地方で発生した沈み込んだ海洋プレート内地震としては最大規模の地震である。同地震の発生位置に、地震テクトニクスに違いはあるものの北海道で発生したやや浅い地震の最大規模である1994年北海道東方沖地震と同じM8.2を想定した。同地震の短周期レベルは、地震調査研究推進本部（2017）よりも小さいことから、保守的に地震調査研究推進本部（2017）に基づき設定した。

なお、同地震に2011年4月7日宮城県沖の地震の短周期レベルを考慮した場合でも上記影響を上回らない。

e. アウターライズ地震

日本海溝東側の海洋プレート内で発生するアウターライズ地震の最大規模としては1933年三陸沖の地震（M8.1）が発生しており、また、最近では2011年3月11日15時25分三陸沖の地震（M7.5）が発生している。このことから、日本海溝東側のうち敷地に最も近い位置にM8.1の地震を想定することが考えられるが、保守的に土木学会（2002）の1611年三陸沿岸及び北海道東岸の地震の規模（M8.6）を想定した。短周期レベルは、2011年3月11日15時25分三陸沖の地震を考慮した。

なお、地震調査研究推進本部（2013）⁽⁴⁵⁾では、M8.2の地震を

日本海溝の東または西に想定しており、M8.2の地震を日本海溝西側に想定することが考えられるが、その場合でも上記影響を上回らない。

上記の地震タイプの想定位置及び想定のプロローを第5.5-1図(2)～(7)に、地震タイプ毎の想定と評価方法を第5.5-1表に示す。評価は、敷地への影響の程度を踏まえ、断層モデルを用いた手法による評価または距離減衰式を用いた敷地の観測記録の補正により行った。影響検討を行った結果を第5.5-2図に示す。これらより、敷地への影響が最も大きい二重深発地震面上面の地震の2011年4月7日宮城県沖型地震を検討用地震として選定した。

(3) 内陸地殻内地震

第5.2-1図に示す敷地周辺における主な活断層の諸元及びこれらの活断層に想定する地震の諸元を第5.5-2表に示す。また、「3. 地盤」に示すとおり、既往文献の連動評価の状況、過去の地震の発生状況及び断層分布の幾何学的配置状況等を踏まえ、連動を考慮する活断層群による地震の諸元を第5.5-3表に、分布図を第5.5-3図に示す。

内陸地殻内地震の検討用地震は、過去の被害地震、震源として想定する活断層による地震及び連動を考慮する活断層群による地震からそれぞれ抽出した地震を比較検討し、敷地への影響が最も大きい地震を選定する。

内陸地殻内で発生した被害地震の中から、敷地周辺で震度V程度と推定される1900年宮城県北部の地震及び同地震よりも地震規模が小さいものの敷地に最も近い2003年宮城県中部の地震(M6.4)(敷地周辺では震度4程度)を検討用地震の選定のために抽出した。さらに、第5.5-2表の活断層による地震及び第5.5-3表の連動を考慮する活断層群

による地震の中から、地震規模と等価震源距離の関係から検討用地震の選定のための地震をそれぞれ抽出した。これら抽出した地震を第 5.5-4 表に、Noda et al. (2002)⁽⁵²⁾の手法による応答スペクトルの比較を第 5.5-4 図に示す。

これによれば、内陸地殻内地震として敷地に対する影響が最も大きい地震は、F-6 断層～F-9 断層による地震 (M7.1) 及び F-12 断層～F-14 断層と仙台湾北部の南傾斜の仮想震源断層の連動を考慮した断層 (以下、「仙台湾の断層群」という。) による地震 (M7.6) である。

したがって、内陸地殻内地震の検討用地震として、F-6 断層～F-9 断層による地震及び仙台湾の断層群による地震を選定した。

a. 2011 年東北地方太平洋沖型地震の基本ケース

2011 年東北地方太平洋沖地震では強震動シミュレーション解析が実施され、複数の断層モデルが提案されている⁽³⁹⁾⁽⁵³⁾⁽⁵⁴⁾⁽⁵⁵⁾⁽⁵⁶⁾。このうち、諸井ほか(2013)は、2011 年東北地方太平洋沖地震と同じ Mw9.0 の地震について、同地震発生前の先験情報に基づき、過去に発生したプレート間地震の震源域等も参考に震源をモデル化している。

敷地では、2011 年東北地方太平洋沖地震の観測記録が得られていることから、地域性を考慮して強震動生成域の応力降下量を 1.4 倍とした諸井ほか(2013)を用いたシミュレーション解析結果と観測記録との比較を行い、整合性を確認した。

なお、シミュレーション解析には統計的グリーン関数法を用い、放射特性係数は、評価地点と断層面との幾何学的関係等を考慮した地震調査研究推進本部(2005)の宮城県沖地震に関する検討を踏まえ一定値を採用した。

このことから、2011 年東北地方太平洋沖型地震の基本ケースの断層モデルとして諸井ほか(2013)を設定した。

基本ケースの断層パラメータ設定フローを第 5.5-5 図(1)に、設定した断層パラメータを第 5.5-5 表に、断層モデル図を第 5.5-5 図(2)に示す。

e. 地震調査研究推進本部（2019）⁽²⁹⁾の知見

地震調査研究推進本部（2019）では、岩手県沖南部から茨城県沖にかけての領域でM9.0程度の超巨大地震（東北地方太平洋沖型）や宮城県沖の領域でM7.9程度のプレート間巨大地震を想定している。プレート間地震の検討用地震は、地震調査研究推進本部（2019）の想定を包含しており、検討用地震の地震動評価への影響はない。

(a)～(e)を踏まえ考慮した不確かさケースを第 5.5-9 表に示す。強震動生成域の位置の不確かさとして、2011 年 4 月 7 日宮城県沖の地震で確認された強震動生成域を敷地に近づけた「不確かさケース 1」を設定した。不確かさケース 1 の断層パラメータ設定フローを第 5.5-11 図(1)に、設定した断層パラメータを第 5.5-8 表に、断層モデルを第 5.5-12 図に示す。

断層位置の不確かさとして、2011 年 4 月 7 日宮城県沖の地震は海洋プレート内の海洋性マントル内に留まった地震であったものの、敷地に近づくよう海洋地殻内に断層面を延長し、さらに強震動生成域を 2 つに集約して配置した「不確かさケース 2」を設定した。不確かさケース 2 の断層パラメータ設定フローを第 5.5-13 図(1)に、設定した断層パラメータを第 5.5-10 表に、断層モデルを第 5.5-13 図(2)に示す。

不確かさケース 1 及び 2 では、破壊開始点を破壊が敷地に向かう位置に複数設定した。

さらに、強震動生成域の位置の不確かさとして、海洋性マントル内で強震動生成域を 2 つに集約した「不確かさケース 3」を設定した。不確かさケース 3 の断層パラメータ設定フローを第 5.5-14 図(1)に、設定した断層パラメータを第 5.5-11 表に、断層モデルを第 5.5-14 図(2)に示す。破壊開始点は、敷地への影響が最も大きいと考えられる破壊が敷地に向かう断層下端の中央に設定した。

なお、いずれの不確かさケースも、敷地への影響が大きくなるよう強震動生成域は敷地に近い断層上端に配置した。

e. 地震調査研究推進本部（2019）の知見

地震調査研究推進本部（2019）では、沈み込んだ海洋プレート内地震としてM7.0～7.5 程度の地震を想定している。海洋プレート内地震の検討用地震は、地震調査研究推進本部（2019）の想定を包含しており、検討用地震の地震動評価への影響はない。また、地震調査研究推進本部（2019）では、海溝軸外側の海洋プレート内地震としてM8.2 前後の地震を想定しているものの、「5.5.2.1 検討用地震の選定（2）海洋プレート内地震」で示すように、検討用地震として選定した 2011 年 4 月 7 日宮城県沖型地震の影響を上回るものとはならない。

b. 不確かさを考慮したケースの設定

F-6 断層～F-9 断層による地震及び仙台湾の断層群による地震に考慮した不確かさケースを第 5.5-14 表に示す。

F-6 断層～F-9 断層による地震については、2007 年新潟県中越沖地震における短周期レベル（応力降下量）の知見を踏まえ、応力降下量を 1.5 倍とした「不確かさケース 1」を設定した。

さらに、断層傾斜角の不確かさを考慮して 45 度とし、地震モーメントを大きくした「不確かさケース 2」を設定した。

アスペリティの位置の不確かさを考慮し、アスペリティからの強震動の影響が大きくなるように断層上端の敷地寄りに 1 つに集約した「不確かさケース 3」を設定した。

それぞれの不確かさケースにおいて、破壊開始点は断層の破壊が敷地に向かう位置に複数設定した。

仙台湾の断層群による地震については、2007 年新潟県中越沖地震における短周期レベル（応力降下量）の知見を踏まえ、応力降下量を 1.5 倍とした「不確かさケース 1」を設定した。破壊開始点は断層の破壊が敷地に向かう位置に複数設定した。

地震調査研究推進本部（2017）に基づく不確かさを考慮した各ケースの断層パラメータを第 5.5-15 表～第 5.5-18 表に、断層モデルを第 5.5-21 図(2)、第 5.5-22 図(2)～第 5.5-24 図に示す。

(2) Mw6.5 未満の地震

第 5.5-19 表に示した検討対象地震のうち、2008 年岩手・宮城内陸地震及び 2000 年鳥取県西部地震を除いた 14 地震について、震源近傍の観測記録を収集して、その地震動レベルを整理した。その結果、加藤ほか(2004)を一部周期帯で上回る地震観測記録として 2004 年北海道留萌支庁南部地震、2013 年栃木県北部地震、2011 年茨城県北部地震、2011 年和歌山県北部地震及び 2011 年長野県北部地震の観測記録を抽出した。

抽出した観測記録のうち、2013 年栃木県北部地震、2011 年茨城県北部地震、2011 年和歌山県北部地震及び 2011 年長野県北部地震については、信頼性のある地盤モデルが構築できず、はざとり解析による基盤地震動の評価が困難なことから、震源を特定せず策定する地震動には考慮しない。

一方、2004 年北海道留萌支庁南部地震については、震源近傍の K-NET 港町観測点において、佐藤ほか(2013)⁽⁸²⁾が詳細な地盤調査に基づいて基盤地震動の推定を行っており、信頼性の高い基盤地震動が得られている。これらを参考に K-NET 港町観測点の地盤モデルの不確かさ等を踏まえて基盤地震動を評価し、さらに保守性を考慮した。

5.6 参考文献

- (1) 地震調査研究推進本部 (2009a) : 日本の地震活動－被害地震から見た地域別の特徴－, 第2版
- (2) 文部省震災予防評議会編 (1941～1943) : 増訂 大日本地震史料, 第一巻～第三巻
- (3) 武者金吉 (1951) : 日本地震史料, 毎日新聞社
- (4) 東京大学地震研究所編 (1981～1994) : 新収 日本地震史料, 第一巻～第五巻, 補遺, 続補遺
- (5) 宇佐美龍夫 (1998～2005) : 日本の歴史地震史料, 拾遺, 拾遺別巻, 拾遺二, 拾遺三
- (6) 宇佐美龍夫, 石井寿, 今村隆正, 武村雅之, 松浦律子 (2013) : 日本被害地震総覧 599-2012, 東京大学出版会
- (7) 宇津徳治 (1999) : 地震活動総説, 東京大学出版会
- (8) 国立天文台編 (2017) : 理科年表 平成 30 年, 丸善
- (9) 気象庁 (1951～2017) : 地震月報ほか
- (10) 気象庁 (2012) : 気象庁技術報告 第 133 号 平成 23 年 (2011 年) 東北地方太平洋沖地震調査報告
- (11) 国際地震工学センター (2013) : 世界の被害地震の表
- (12) Kanamori, H. (1977) : The Energy Release in Great Earthquakes, J. Geophys. Vol. 82
- (13) 中央防災会議 (2006) : 日本海溝・千島海溝周辺海溝型地震に関する専門調査会報告
- (14) Kikuchi, M. and H. Kanamori (1995) : The Shikotan Earthquake of October 4, 1994: Lithospheric earthquake, Geophysical Research Letters, vol.22, No9

- (15) 地震調査研究推進本部 (2012a) : 三陸沖から房総沖にかけての地震活動の長期評価 (第二版) について
- (16) 活断層研究会編 (1991) : [新編] 日本の活断層 分布図と資料, 東京大学出版会
- (17) 地震調査研究推進本部 (2009b) : 全国地震動予測地図
- (18) 気象庁 (2005) : 平成 17 年 8 月 地震・火山月報 (防災編)
- (19) 村松郁栄 (1969) : 震度分布と地震のマグニチュードとの関係, 岐阜大学教育学部研究報告, 自然科学, 第 4 卷, 第 3 号
- (20) 勝又護, 徳永規一 (1971) : 震度IVの範囲と地震の規模および震度と加速度の対応, 験震時報, 第 36 卷
- (21) 神田克久, 武村雅之, 広谷浄, 石川和也 (2012) : 震度分布に基づく 2011 年東北地方太平洋沖地震の短周期地震波発生域, 地震第 2 輯, 第 65 卷
- (22) Koper, K. D., A. R. Hutko, T. Lay, C. J. Ammon, and H. Kanamori (2011) : Frequency-dependent rupture process of the 2011 Mw9.0 Tohoku earthquake: Comparison of short-period P wave backprojection images and broadband seismic rupture models, *Earth Planets Space*, 63
- (23) 海野徳仁, 長谷川昭, 高木章雄, 鈴木貞臣, 本谷義信, 亀谷悟, 田中和夫, 澤田義博 (1984) : 北海道及び東北地方における稍深発地震の発震機構—広域の験震データの併合処理—, 地震 第 2 輯, 第 37 卷
- (24) Kita, S., T. Okada, A. Hasegawa, J. Nakajima and T. Matsuzawa (2010) : Existence of interplane earthquakes and neutral stress boundary between the upper and lower planes of the double seismic zone beneath Tohoku and Hokkaido, northeastern

Japan, Tectonophysics, 496

- (25) 長谷川昭, 中島淳一, 内田直希, 梁田高広, 岡田知己, 趙大鵬, 松澤暢, 海野徳仁 (2012): 沈み込み帯の地震の発生機構—地殻流体に規定されて発生する沈み込み帯の地震—, 地学雑誌, Vol.121 (1)
- (26) 気象庁 (2011): 平成 23 年 4 月 地震・火山月報 (防災編)
- (27) Nakajima, J., A. Hasegawa, and S. Kita (2011): Seismic evidence for reactivation of a buried hydrated fault in the Pacific slab by the 2011 M9.0 Tohoku Earthquake, Geophys. Res. Lett., 38, L00G06, doi:10.1029/2011GL048432, 2011
- (28) 地震調査研究推進本部 (2004): 千島海溝沿いの地震活動の長期評価 (第二版) について
- (29) 地震調査研究推進本部 (2019): 日本海溝沿いの地震活動の長期評価
- (30) 土木学会原子力土木委員会津波評価部会 (2002): 原子力発電所の津波評価技術
- (31) 日本建築学会 (2004): 2003 年 7 月 26 日宮城県北部の地震災害調査報告
- (32) 地震調査研究推進本部 (2005): 宮城県沖地震を想定した強震動評価 (一部修正版) について
- (33) 佐藤智美 (2004): 強震記録に基づく 2003 年宮城県沖の地震の大加速度の成因に関する研究, 日本建築学会構造系論文集, 第 581 号, 2004 年 5 月
- (34) Irikura, K. (1986): PREDICTION OF STRONG ACCELERATION MOTIONS USING EMPIRICAL GREEN'S FUNCTION, 第 7 回日本地震工学シンポジウム
- (35) 入倉孝次郎, 香川敬生, 関口春子 (1997): 経験的グリーン関数を用

いた強震動予測方法の改良，日本地震学会講演予稿集

- (36) Boore, D. M. (1983) : Stochastic simulation of highfrequency ground motions based on seismological models of the radiated spectra, Bulletin of the Seismological Society of America, 73.
- (37) 東北電力株式会社 (2005) : 女川原子力発電所における宮城県沖の地震時に取得されたデータの分析・評価及び耐震安全性評価について (修正版) 別紙-3 基準地震動の応答スペクトルを超えることとなった要因分析・評価結果について, 2005年12月
- (38) 原子力安全・保安院 (2011) : 東北電力株式会社女川原子力発電所における平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震等の観測記録のはぎとり解析について 地震・津波6-4-2
- (39) 諸井孝文, 広谷浄, 石川和也, 水谷浩之, 引間和人, 川里健, 生玉真也, 釜田正毅 (2013) : 標準的な強震動予測レシピに基づく東北地方太平洋沖巨大地震の強震動の再現, 日本地震工学会第10回年次大会梗概集
- (40) 防災科学技術研究所 (2012) : 深部地盤モデルデータ V2, 2014年3月17日公開
- (41) 地震調査研究推進本部 (2012b) : 「長周期地震動予測地図」2012年試作版 全国1次地下構造モデル
- (42) 海野徳仁, 岡田知己, 中島淳一, 堀修一郎, 河野俊夫, 中山貴史, 内田直希, 清水淳平, 菅ノ又淳一, ガマゲシヤンタ, 仁田交市, 矢部康男, 迫田浩司, 佐藤凡子, 伊藤実, 長谷川昭, 浅野陽一, 長谷見晶子, 出町知嗣, 矢島良紀 (2004) : 余震観測から推定した2003年7月26日宮城県北部地震 (M6.4) の余震の震源とメカニズム解の分布, 地

震 第2輯, 第56巻

- (43) 伊藤亜妃, 日野亮太, 西野実, 藤本博巳, 三浦誠一, 小平秀一, 長谷見晶子 (2002): エアガン人工地震探査による東北日本前弧域の地殻深部構造, 地震 第2輯, 54巻
- (44) 地震調査研究推進本部 (2017): 震源断層を特定した地震の強震動予測手法 (「レシピ」)
- (45) 地震調査研究推進本部 (2013): 今後の地震動ハザード評価に関する検討～2013年における検討結果～
- (46) 佐藤智美 (2013): 東北地方のアウトラーライズ地震, スラブ内地震, プレート境界地震の短周期レベルと f_{max} 及び距離減衰特性, 日本建築学会構造系論文集, 第78巻, 第689号
- (47) Ohta, Y., S. Miura, M. Ohzono, S. Kita, T. Iinuma, T. Demachi, K. Tachibana, T. Nakayama, S. Hirahara, S. Suzuki, T. Sato, N. Uchida, A. Hasegawa, N. Umino (2011): Large intraslab earthquake (2011 April 7, M7.1) after the 2011 off the Pacific coast of Tohoku Earthquake (M9.0): Coseismic fault model based on dense GPS network data, Earth Planets Space, 63, 1207-1211, 2011.
- (48) 松田時彦 (1975): 活断層から発生する地震の規模と周期について, 地震 第2輯, 第28巻
- (49) 佐藤良輔編著 (1989): 日本の地震断層パラメーター・ハンドブック, 鹿島出版会
- (50) 今泉俊文・宮内崇裕・堤浩之・中田高編 (2018): 活断層詳細デジタルマップ[新編]. 東京大学出版会
- (51) 武村雅之 (1990): 日本列島及びその周辺地域に起こる浅発地震のマ

グニチュードと地震モーメントの関係, 地震 第2輯, 第43巻

- (52) Noda, S., K. Yashiro, K. Takahashi, M. Takemura, S. Ohno, M. Tohdo and T. Watanabe (2002): RESPONSE SPECTRA FOR DESIGN PURPOSE OF STIFF STRUCTURES ON ROCK SITES, OECD-NEA Workshop on the Relations between Seismological Data and Seismic Engineering Analysis. Oct. 16-18, Istanbul
- (53) 川辺秀憲, 釜江克宏 (2013): 2011年東北地方太平洋沖地震の震源のモデル化, 日本地震工学会論文集, Vol.13, No. 2 (特集号), pp75-87, 2013
- (54) Kurahasi, S. and K. Irikura (2013): Short-Period Source Model of the 2011 Mw9.0 Off the Pacific Coast of Tohoku Earthquake, Bull. Seism. Soc. Am, Vol.103, May 2013
- (55) Asano, K. and T. Iwata (2012): Source model for strong ground motion generation in the frequency range 0.1-10 Hz during the 2011 Tohoku earthquake, Earth Planets Space, Vol. 64 (No.12), pp.1111-1123, 2012
- (56) 佐藤智美 (2012): 経験的グリーン関数法に基づく2011年東北地方太平洋沖地震の震源モデル-プレート境界地震の短周期レベルに着目して-, 日本建築学会構造系論文集, 第77号, 2012年5月
- (57) 壇一男, 畑奈緒未, 武藤尊彦, 宮腰淳一, 神田順 (2005): シナリオ地震の生起確率を考慮した基準地震動策定に関する研究 (その3) 宮城県沖で発生するプレート境界大地震の断層破壊シナリオとそれに基づく強震動の計算, 日本建築学会大会学術講演梗概集
- (58) 地震調査研究推進本部 (2002): 宮城県沖地震を想定した強震動評価手法について (中間報告)

- (59) Lay, T., H. Kanamori, C. J. Ammon, K. D. Koper, A. R. Hutko, L. Ye, H. Yue, and T. M. Rushing (2012) : Depth-varying rupture properties of subduction zone megathrust faults, *Journal of Geophysical Research*, Vol. 117, B04311
- (60) 川辺秀憲, 釜江克弘, 上林宏敏 (2011) : 2011 年東北地方太平洋沖地震の震源モデル, 日本建築学会 2011 年度秋季大会講演予稿集, B22-05
- (61) 内閣府 (2012) : 南海トラフの巨大地震による震度分布・波高について (第一次報告)
- (62) 司宏俊, 瀨瀬一起, 三宅弘恵, 翠川三郎 (2011) : 超巨大地震への地震動最大値距離減衰式の適用について—2011 年東北地震と海外の超巨大地震の観測データに基づく検討—, 日本地震学会講演予稿集
- (63) Kamae, Katsuhiko (2006) : Source modeling of the 2005 off-shore Miyagi prefecture, Japan, earthquake (Mjma=7.2) using the empirical Green's function method, *Earth Planets Space*, Vol. 58, pp. 1561-1566, 2006
- (64) Uchida, N and T. Matsuzawa (2011) : Coupling coefficient, hierarchical structure, and earthquake cycle for the source area of the 2011 off the Pacific coast of Tohoku earthquake inferred from small repeating earthquake data, *Earth Planets Space*, Vol. 63, pp. 675-679, 2011
- (65) 原田怜, 釜江克宏 (2011) : 2011 年 4 月 7 日宮城県沖のスラブ内地震の震源のモデル化 (オンライン), <<http://www.rri.kyoto-u.ac.jp/jishin/>>
- (66) 東北大学 (2011) : 東北大学大学院理学研究科, 第 190 回 地震予知

連絡会 , <<http://www.aob.gp.tohoku.ac.jp/project/yoti/y-zisin/ocep/>>

- (67) 佐藤智美, 巽誉樹 (2002) : 全国の強震記録に基づく内陸地震と海溝性地震の震源・伝播・サイト特性, 日本建築学会構造系論文集 第556号
- (68) Saeko Kita and Kei Katsumata (2015) : Stress drops for intermediate-depth intraslab earthquakes beneath Hokkaido, northern Japan: Differences between the subducting oceanic crust and mantle events, *Geochemistry, Geophysics, Geosystems (G-Cubed)*, 16, 552-562, 2015.
- (69) 北佐枝子 (2016) : 東北日本下におけるスラブ内地震の応力降下量の深さ変化の特徴, 日本地震学会講演予稿集
- (70) Christensen, N. I. (1996) : Poisson's ratio and crustal seismology, *Journal of Geophysical Research*, Vol.101, No. B2
- (71) J-SHIS (2014) : 防災科学技術研究所, 地震ハザードステーション (Japan Seismic Hazard Information Station), <<http://www.jshis.bosai.go.jp/>>
- (72) 片岡正次郎, 佐藤智美, 松本俊輔, 日下部毅明 (2006) : 短周期レベルをパラメータとした地震動強さの距離減衰式, 土木学会論文集A, Vol.62
- (73) 防災科学技術研究所 広帯域地震観測網 F-net : <http://www.fnet.bosai.go.jp/fnet/top.php?LANG=ja>
- (74) 香川敬生, 鶴久正人, 佐藤信光 (2003) : 硬質サイトの強震観測記録にみられる高周波低減特性の検討, 土木学会地震工学論文集, 523
- (75) 久田嘉章 (1997) : 成層地盤における正規モード解及びグリーン関数

の効率的な計算法，日本建築学会構造系論文集，第 501 号

- (76) 司宏俊，福士知司，石川和也，栗山利男（2015）：補正経験的グリーン関数を用いた 2003 年 7 月 26 日 Mw6.0 宮城県北部の地震の地震動評価，日本地震学会講演予稿集
- (77) 加藤研一，宮腰勝義，武村雅之，井上大榮，上田圭一，壇一男（2004）：震源を事前に特定できない内陸地殻内地震による地震動レベルー地質学的調査による地震の分類と強震観測記録に基づく上限レベルの検討ー，日本地震工学会論文集，第 4 巻，第 4 号
- (78) 産業技術総合研究所（2009）：地質学的歪みと測地学的歪みの集中域と地震との関係，地震予知連絡会会報，第 81 巻
- (79) 松田時彦，吉川真季（2001）：陸域の $M \geq 5$ 地震と活断層の分布関係ー断層と地震の分布関係ーその 2，活断層研究，20
- (80) 岡田篤正（2002）：山陰地方の活断層の諸特徴，活断層研究，No. 22
- (81) 高田圭太，中田高，野原壮，原口強，池田安隆，伊藤潔，今泉俊文，大槻憲四郎，鷺谷威，堤浩之（2003）：震源断層となりうる活断層とリニアメントの検討ー中国地方を事例としてー，活断層研究，No. 23
- (82) 佐藤浩章・芝良昭・功刀卓・前田宜浩・藤原広行（2013）：物理探査・室内試験に基づく 2004 年留萌支庁南部地震の地震による K-NET 港町観測点（HKD020）の基盤地震動とサイト特性評価，電力中央研究所報告 N13007
- (83) 日本原子力学会（2015）：日本原子力学会標準 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2015
- (84) 地震調査研究推進本部（2012c）：今後の地震動ハザード評価に関する検討～2011 年・2012 年における検討結果～
- (85) 森川信之，神野達夫，成田章，藤原広行，奥村俊彦，福島美彦

- (2006)：震源域と観測点を特定した地震動強さのばらつき－観測記録に基づく検討－，第12回日本地震工学シンポジウム
- (86) 加藤愛太郎 (2012)：2011年東北地方太平洋沖地震の特徴について，地球科学 第46巻
- (87) 池浦友則，野田静男 (2005)：同一地点における地震動応答スペクトルのばらつき－地震規模と震源距離がそれぞれ等しい強震記録ペアの分析－，日本地震工学会論文集，第5巻，第3号，12－30

第 5.1-1 表(4) 敷地周辺における主な被害地震の諸元

つづき

No.	年 月 日	震央位置		マグニ チュード M	震央 距離 (km)	地 名 (地震名)
		北緯	東経			
91	2003. 7. 26	38° 27. 39' N	141° 9. 88' E	5. 1	30	宮城県北部
92	2003. 7. 26	38° 30. 02' N	141° 11. 37' E	5. 5	29	宮城県中部
93	2003. 7. 28	38° 27. 50' N	141° 8. 98' E	5. 1	31	宮城県北部
94	2004. 8. 10	39° 40. 44' N	142° 7. 93' E	5. 8	152	岩手県沖
95	2005. 8. 16	38° 8. 97' N	142° 16. 67' E	7. 2	73	宮城県沖
96	2005. 12. 17	38° 26. 92' N	142° 10. 88' E	6. 1	60	宮城県沖
97	2006. 4. 22	38° 42. 16' N	141° 49. 27' E	4. 6	47	宮城県沖
98	2008. 6. 14	39° 1. 79' N	140° 52. 84' E	7. 2	88	栗駒地域 (2008 年岩手・宮 城内陸地震)
99	2008. 6. 14	38° 53. 18' N	140° 40. 38' E	5. 7	90	宮城県北部
100	2008. 7. 24	39° 43. 92' N	141° 38. 12' E	6. 8	148	岩手県沿岸北部
101	2009. 10. 12	37° 25. 93' N	139° 41. 80' E	4. 9	192	会津地方
102	2010. 3. 13	37° 36. 85' N	141° 28. 30' E	5. 5	87	福島県沖
103	2010. 3. 14	37° 43. 45' N	141° 49. 08' E	6. 7	80	福島県沖
104	2010. 6. 13	37° 23. 76' N	141° 47. 74' E	6. 2	114	福島県沖
105	2010. 7. 4	39° 1. 48' N	140° 54. 77' E	5. 2	86	岩手県内陸南部
106	2010. 9. 29	37° 17. 10' N	140° 1. 53' E	5. 7	179	福島県中通り
107	2011. 3. 9	38° 19. 71' N	143° 16. 79' E	7. 3	156	三陸沖
108	2011. 3. 11	38° 6. 21' N	142° 51. 66' E	9. 0*	124	東北沖(平成 23 年(2011 年) 東北地方太平洋沖地震)
109	2011. 4. 7	38° 12. 25' N	141° 55. 21' E	7. 2	43	宮城県沖
110	2011. 4. 11	36° 56. 74' N	140° 40. 36' E	7. 0	177	福島県浜通り
111	2011. 4. 12	37° 3. 15' N	140° 38. 61' E	6. 4	168	福島県浜通り
112	2011. 4. 19	39° 36. 16' N	140° 23. 23' E	4. 9	165	秋田県内陸南部
113	2011. 6. 23	39° 56. 87' N	142° 35. 45' E	6. 9	196	岩手県沖
114	2011. 7. 23	38° 52. 42' N	142° 5. 47' E	6. 4	74	宮城県沖
115	2011. 7. 31	36° 54. 19' N	141° 13. 28' E	6. 5	168	福島県沖
116	2011. 8. 19	37° 38. 94' N	141° 47. 80' E	6. 5	87	福島県沖
117	2012. 3. 27	39° 48. 38' N	142° 20. 03' E	6. 6	172	岩手県沖
118	2012. 8. 30	38° 24. 49' N	141° 54. 85' E	5. 6	36	宮城県沖

つづく

地震諸元は、1922 年以前の地震については「日本被害地震総覧」に、1923 年以降の地震については「気象庁地震カタログ」による。また、地震諸元に幅のあるものは、中央値を用いている。
※は、モーメントマグニチュード Mw。

第 5.4-3 表 統計的グリーン関数法に用いる地下構造モデル

上端深さ		層厚 (m)	密度 (t/m^3)	V_s (m/s)	V_p (m/s)	減衰 (%)
G. L. (m)	O. P. (m)					
-27.3	-8.6					
-34.5	-15.8	7.2	2.55	1500	2882	3.00
-61.5	-42.8	27.0	2.66	2000	4101	
-81.8	-63.1	20.3	2.68	2200	4503	
-147.1	-128.4	65.3		2600	5300	
-	-	∞	2.68	3000	-	※

※プレート間地震，内陸地殻内地震

$$Q(f)=110 \cdot f^{0.69} \quad (f \geq 1 \text{ Hz}), \quad 110 \quad (f < 1 \text{ Hz})$$

[地震調査研究推進本部 (2005) ⁽³²⁾による]

海洋プレート内地震

$$Q(f)=114 \cdot f^{0.92} \quad [\text{佐藤 (2004) } ^{(33)} \text{による}]$$

第 5.5-1 表 海洋プレート内地震における地震タイプ毎の影響検討ケース

地震タイプ	地震規模	想定した地震に考慮した内容	評価方法
二重深発地震面上面の地震 2011年4月7日宮城県沖型地震	M7.5	2011年4月7日宮城県沖の地震 (M7.2) の震源域の北側に低速度域が広がっていること等 ⁽²⁷⁾ (47) を考慮し、沈み込んだ海洋プレート内地震のうち、東北地方で発生した地震の最大規模を上回り、さらに北海道を含めた最大規模に相当するM7.5とした。短周期レベルを同地震相当 ^{※1} として、同地震の位置、強震動生成域を海洋性マントル内の敷地に寄せた位置にした断層モデルを考慮。	断層モデルを用いた手法による地震動評価 (統計的グリーン関数法)
二重深発地震面上面の地震 2003年5月26日宮城県沖型地震	M7.3	東北地方で発生した沈み込んだ海洋プレート内地震の最大規模M7.3を考慮。短周期レベルを2003年5月26日宮城県沖の地震相当 ^{※2} として、断層位置を敷地周辺において海洋プレート内地震の微小地震が集中している場所に考慮。	観測記録を用いた検討による評価 ^{※3}
二重深発地震面下面の地震	M7.5	地震テクトニクスに違いがあるが北海道で発生した下面の地震の最大規模M7.5 (1993年釧路沖地震) を考慮。短周期レベルを2008年7月24日岩手県沿岸北部の地震相当 ^{※4} 、断層位置を敷地下方にした断層モデルを考慮。	断層モデルを用いた手法による地震動評価 (統計的グリーン関数法)
沖合いのやや浅い地震	M8.2	地震テクトニクスに違いがあるが北海道で発生した沖合のやや浅い地震の最大規模M8.2 (1994年北海道東方沖地震) を考慮。短周期レベルを2011年7月10日三陸沖の地震相当 ^{※5} 、2011年7月10日三陸沖の地震位置に断層モデルを考慮。	断層モデルを用いた手法による地震動評価 (統計的グリーン関数法)
アウターライズ地震	M8.6	1611年三陸沿岸及び北海道東岸の地震が海洋プレート内地震であった場合のM8.6を考慮。短周期レベルを2011年3月11日三陸沖の地震の短周期レベル相当 ^{※6} 、断層位置を海溝軸付近の東側の敷地に最も近い位置に考慮。	観測記録を用いた検討による評価 ^{※7}

※1：2011年4月7日宮城県沖の地震 (M7.2) の地震モーメント-短周期レベルの関係相当の短周期レベル。

※2：2003年5月26日宮城県沖の地震 (M7.1) の地震モーメント-短周期レベルの関係相当の短周期レベル。

※3：2003年5月26日宮城県沖の地震 (M7.1) と考慮する地震 (M7.3) との地震規模の違いについて、応答スペクトルの差 (比率) を既往の距離減衰式で算定し、2003年宮城県沖の地震の観測記録に乗じることによって評価する。

※4：2008年7月24日岩手県沿岸北部の地震 (M6.8) の地震モーメント-短周期レベルの関係相当の短周期レベル。

※5：2011年7月10日三陸沖の地震 (M7.3) の短周期レベルは地震調査研究推進本部 (2017) の短周期レベルより小さいことから、断層モデルの計算においてはこの短周期レベルを用いる。

※6：日本海溝の東側で発生した正断層の地震である2011年3月11日三陸沖の地震 (M7.5) の地震モーメント-短周期レベルの関係相当の短周期レベル。

※7：2011年3月11日三陸沖の地震 (M7.5) と想定する地震の地震規模の違い及び想定位置の違い (震源距離の違い) については、応答スペクトルの差 (比率) を既往の距離減衰式で算定し、2011年3月11日三陸沖の地震の観測記録に乗じることによって評価する。

第 5.5-2 表 敷地周辺における主な活断層の諸元及び想定する地震

No.	断層名	断層長さ (km)	マグニチュード $M^{*1, 2}$	等価震源距離 ^{*3} (km)	備考
1	F-2 断層・F-4 断層	27.8	7.2	24	断層長さ及び断層位置は、「3. 地盤」による。断層傾斜角は、F-6 断層～F-9 断層の地質調査結果から 60 度に設定。地震発生層は、敷地周辺の微小地震分布等を参考に 3～15km に設定。
2	F-5 断層 ^{#1}	11.2	6.7	23	
3	F-6 断層～F-9 断層 (F-6 断層, F-7 断層, F-9 断層, F-8 断層・f-12 断層)	23.7	7.1	19	
4 ^{*4}	F-12 断層～F-14 断層 ^{#2}	24.2	7.1	32	
5	f-13 断層	3.3	6.7	17	
6	f-14 断層 ^{#1}	5.1	6.7	23	
7	f-15 断層 ^{#1}	3.7	6.7	24	
8 ^{*4}	F-15 断層・F-16 断層	38.7	7.5	39	
9	網地島南西沖で 1 測線のみで認められる断層 ^{#1}	—	6.7	27	
10	Ⅲ断層 ^{#3}	41	7.5	86	
11	Ⅳ断層	43	7.6	82	
12	Ⅴ断層 ^{#3}	31	7.3	91	
13 ^{*4}	加護坊山- 笹岳山断層 ^{#2}	17	6.9	36	断層長さ及び断層位置は、「3. 地盤」による。断層傾斜角は、2003 年 7 月 26 日 0 時 13 分宮城県中部の地震を参考に 45 度に設定。地震発生層は、海野ほか (2004) ⁽³⁹⁾ を参考に 2～11km に設定。
14 ^{*4}	旭山撓曲・須江断層 ^{#2}	16	6.8	28	
15 ^{*4}	2003 年宮城県中部の地震南部セグメント断層 ^{#1}	—	5.6	28	断層位置は、佐藤 (1989) ⁽⁴⁹⁾ による。
16 ^{*4}	1962 年宮城県北部地震震源断層 ^{#1}	12 ^{*5}	6.5	48	
17	長町- 利府線断層帯 ^{#3}	40	7.5	61	地震調査研究推進本部 (2009b) に基づく。
18	山形盆地断層帯 ^{#4}	60	7.8	118	
19	横手盆地東縁断層帯 ^{#4}	56	7.7	125	
20 ^{*4}	北上低地西縁断層帯 ^{#4}	100	8.2	92	今泉ほか (2018) ⁽⁵⁰⁾ による。 No. 20, 22 は松田 (1975) の適用外だが、武村 (1990) ⁽⁵¹⁾ と比較し保守的な評価である松田 (1975) を採用。 No. 20 の地震発生層は海野ほか (2004) 等を参考に 2～11km に設定。 その他の地震発生層、断層傾斜角は、地震調査研究推進本部 (2009b) に基づく。
21	福島盆地西縁断層帯 ^{#4}	70	7.9	101	
22	双葉断層	110	8.2	87	

※ 1 : 孤立した短い断層については、震源断層が地震発生層の上限から下限まで拮がっているとした場合を考慮し、断層幅と同等の断層長さをもつ震源断層を仮定して評価した。

※ 2 : 地震規模は松田 (1975)⁽⁴⁸⁾ による。ただし、2003 年宮城県北部の地震震源断層の地震規模は気象庁カタログによる。

※ 3 : 等価震源距離 (Xeq) は一様断層を仮定して算定。

※ 4 : 運動を考慮する断層

※ 5 : 震源断層長さ

M と Xeq の関係から、「M が大きく Xeq が小さい地震」に包絡されるグループ分けを行うと敷地に与える影響の大小関係は以下のとおり整理される。

1 : f-13 断層による地震の影響より小さい。

2 : F-6 断層～F-9 断層による地震の影響より小さい。

3 : F-15 断層・F-16 断層による地震の影響より小さい。

4 : 双葉断層による地震の影響より小さい。

第 5.5-3 表 敷地周辺における連動を考慮する活断層群の諸元
及び想定する地震

連動の グループ	活断層群による地震	断層長さ (km)	マグニ チュード M ^{※1}	等価震源 距離 ^{※2} (km)
(1)	北上低地帯～宮城県北部の断層群による地震	112	8.2	78
(2)	石巻平野周辺の断層群による地震 [#]	44.0	7.6	31
(3) ^{※3}	仙台湾の断層群による地震	43.1	7.6	31

※1：地震規模は松田（1975）による。北上低地帯～宮城県北部の断層群については、松田（1975）の適用範囲外であるものの、武村（1990）による地震規模と比較し、保守的な評価である松田（1975）を採用した。

※2：等価震源距離は一様断層を仮想して算定。

※3：F-12断層～F-14断層と仙台湾北部の南傾斜の仮想震源断層（連動を考慮する上で仮想的に設定する断層）の連動を考慮。

#：断層位置、形状、地震規模と等価震源距離の関係から、敷地に与える影響は、仙台湾の断層群による地震の影響より小さい。

第 5.5-4 表 内陸地殻内地震の検討用地震の選定に用いた地震の諸元

種別	地震	マグニ チュード M	等価震 源距離 (km)
被害地震*	1900年宮城県北部の地震	7.0	51
	2003年7月26日宮城県中部の地震	6.4	32
活断層に よる地震	双葉断層による地震	8.2	87
	IV断層による地震	7.6	82
	F-15断層・F-16断層による地震	7.5	39
	F-2断層・F-4断層による地震	7.2	24
	F-6断層～F-9断層による地震	7.1	19
	f-13断層による地震	6.7	17
連動を考 慮する活 断層群に よる地震	北上低地帯～宮城県北部の断層群による地震	8.2	78
	仙台湾の断層群による地震	7.6	31

※：点震源として等価震源距離を算定した。

第 5.5-5 表 2011 年東北地方太平洋沖型地震の断層パラメータ
(基本ケース)

項 目		設定値	設定方法	
巨視的震源特性	モーメントマグニチュード M_w	9.0	—	
	地震モーメント M_0 (N・m)	4.0×10^{22}	$\log M_0 = 1.5 \cdot M_w + 9.1$	
	断層面積 S (km ²)	100000	$\log S = M - 4.0$, $M = M_w$	
	基準点 (破壊開始点)	北緯 N (°)	38.1035	2011 年東北地方太平洋沖地震の震源位置 (気象庁 (2012))
		東経 E (°)	142.8610	
		深さ H (km)	23.7	
	基準点～上端 W_1 (km)	55	—	
	基準点～北縁 l_2 (km)	195	—	
	断層長さ L (km)	500	断層面積に基づき設定	
	断層幅 W (km)	200	断層面積に基づき設定	
	走向 θ (°)	200	2011 年東北地方太平洋沖地震の CMT 解 (F-net)	
	傾斜角	浅部 δ_1 (°)	12	壇ほか (2005) ⁽⁵⁷⁾
深部 δ_2 (°)		21	壇ほか (2005)	
断層上端深さ h_u (km)	12.3	$h_u = H - W_1 \cdot \sin \delta_1$		
微視的震源特性	すべり角 λ (°)	88	2011 年東北地方太平洋沖地震の CMT 解 (F-net)	
	S 波速度 β (km/s)	3.9	地震調査研究推進本部 (2002) ⁽⁵⁸⁾ , (2005)	
	破壊伝播速度 V_f (km/s)	3.0	地震調査研究推進本部 (2002), (2005)	
	剛性率 μ (N/m ²)	4.68×10^{10}	地震調査研究推進本部 (2002), (2005)	
	密度 ρ (g/cm ³)	3.08	$\rho = \mu / \beta^2$	
	平均すべり量 D (cm)	854.3	$D = M_0 / (\mu \cdot S)$	
	平均応力降下量 $\Delta \sigma$ (MPa)	3.08	$\Delta \sigma = 7 / 16 \cdot M_0 \cdot (S / \pi)^{-3/2}$	
	高域遮断特性 f_{max} (Hz)	18	8.16 地震のシミュレーション結果	
成強震動生 域全体	面積 S_a (km ²)	12500	$S_a = c \cdot S$, $c = 0.125$	
	地震モーメント M_{0a} (N・m)	1.00×10^{22}	$M_{0a} = \mu \cdot D_a \cdot S_a$	
	平均すべり量 D_a (cm)	1708.6	$D_a = \xi \cdot D$, $\xi = 2.0$	
	短周期レベル A_a (N・m/s ²)	4.16×10^{20}	$A_a = (\sum A_{ai}^2)^{1/2}$	
域各強震動生成	面積 S_{ai} (km ²)	2500	$S_{ai} = S_a / 5$	
	地震モーメント M_{0ai} (N・m)	2.00×10^{21}	$M_{0ai} = M_{0a} \cdot S_{ai}^{1.5} / \sum S_{ai}^{1.5} = M_{0a} / 5$	
	平均すべり量 D_{ai} (cm)	1708.6	$D_{ai} = M_{0ai} / (\mu \cdot S_{ai})$	
	応力降下量 $\Delta \sigma_{ai}$ (MPa)	34.5	$\Delta \sigma_{ai} = S / S_{ai} \cdot \Delta \sigma \times 1.4$	
	短周期レベル A_{ai} (N・m/s ²)	1.86×10^{20}	$A_{ai} = 4 \cdot \pi \cdot \sqrt{S_{ai} / \pi} \cdot \Delta \sigma_{ai} \cdot \beta^2$	
背景領域	面積 S_b (km ²)	87500	$S_b = S - S_a$	
	地震モーメント M_{0b} (N・m)	3.00×10^{22}	$M_{0b} = M_0 - M_{0a}$	
	平均すべり量 D_b (cm)	732.2	$D_b = M_{0b} / (\mu \cdot S_b)$	
	実効応力 σ_b (MPa)	6.9	$\sigma_b = 0.2 \cdot \Delta \sigma_a$, $\Delta \sigma_a = \sum \Delta \sigma_{ai}$	
その他の特性	破壊伝播形式	放射状	—	

※放射特性係数は 0.62 を用いた。

8.16 地震：2005 年 8 月 16 日宮城県沖の地震

第 5.5-7 表 2011 年東北地方太平洋沖型地震の断層パラメータ
(不確かさケース 1, 不確かさケース 2)

項目		設定値	設定方法	
巨視的震源特性	モーメントマグニチュード M_w	9.0	—	
	地震モーメント M_0 (N・m)	4.0×10^{22}	$\log M_0 = 1.5 \cdot M_w + 9.1$	
	断層面積 S (km ²)	100000	$\log S = M - 4.0, M = M_w$	
	基準点 (破壊開始点)	北緯 N (°)	38.1035	2011 年東北地方太平洋沖地震の震源位置 (気象庁 (2012))
		東経 E (°)	142.8610	
		深さ H (km)	23.7	
	基準点～上端 W_1 (km)	55	—	
	基準点～北縁 l_2 (km)	195	—	
	断層長さ L (km)	500	断層面積に基づき設定	
	断層幅 W (km)	200	断層面積に基づき設定	
	走向 θ (°)	200	2011 年東北地方太平洋沖地震の CMT 解 (F-net)	
	傾斜角	浅部 δ_1 (°)	12	壇ほか (2005)
深部 δ_2 (°)		21	壇ほか (2005)	
断層上端深さ h_u (km)	12.3	$h_u = H - W_1 \cdot \sin \delta_1$		
微視的震源特性	すべり角 λ (°)	88	2011 年東北地方太平洋沖地震の CMT 解 (F-net)	
	S 波速度 β (km/s)	3.9	地震調査研究推進本部 (2002), (2005)	
	破壊伝播速度 V_r (km/s)	3.0	地震調査研究推進本部 (2002), (2005)	
	剛性率 μ (N/m ²)	4.68×10^{10}	地震調査研究推進本部 (2002), (2005)	
	密度 ρ (g/cm ³)	3.08	$\rho = \mu / \beta^2$	
	平均すべり量 D (cm)	854.3	$D = M_0 / (\mu \cdot S)$	
	平均応力降下量 $\Delta \sigma$ (MPa)	3.08	$\Delta \sigma = 7 / 16 \cdot M_0 \cdot (S / \pi)^{-3/2}$	
	高域遮断特性 f_{max} (Hz)	18	8.16 地震のシミュレーション結果	
域全体 強震動生成	面積 S_a (km ²)	12500	$S_a = c \cdot S, c = 0.125$	
	地震モーメント M_{0a} (N・m)	1.00×10^{22}	$M_{0a} = \mu \cdot D_a \cdot S_a$	
	平均すべり量 D_a (cm)	1708.6	$D_a = \xi \cdot D, \xi = 2.0$	
	短周期レベル A_a (N・m/s ²)	4.28×10^{20}	$A_a = (\sum A_{ai}^2)^{1/2}$	
各強震動生成域	強震動生成域 (SMGA)	SMGA2	SMGA2 以外	
	面積 S_{ai} (km ²)	2500	2500	$S_{ai} = S_a / 5$
	地震モーメント M_{0ai} (N・m)	2.00×10^{21}	2.00×10^{21}	$M_{0ai} = M_{0a} \cdot S_{ai}^{1.5} / \sum S_{ai}^{1.5} = M_{0a} / 5$
	平均すべり量 D_{ai} (cm)	1708.6	1708.6	$D_{ai} = M_{0ai} / (\mu \cdot S_{ai})$
	応力降下量 $\Delta \sigma_{ai}$ (MPa)	39.4	34.5	$\Delta \sigma_{a2} = S / S_{ai} \cdot \Delta \sigma \times 1.6$ $\Delta \sigma_{ai} = S / S_{ai} \cdot \Delta \sigma \times 1.4$ (SMGA2 以外)
	短周期レベル A_{ai} (N・m/s ²)	2.13×10^{20}	1.86×10^{20}	$A_{ai} = 4 \cdot \pi \cdot \sqrt{S_{ai} / \pi} \cdot \Delta \sigma_{ai} \cdot \beta^2$
背景領域	面積 S_b (km ²)	87500	$S_b = S - S_a$	
	地震モーメント M_{0b} (N・m)	3.00×10^{22}	$M_{0b} = M_0 - M_{0a}$	
	平均すべり量 D_b (cm)	732.2	$D_b = M_{0b} / (\mu \cdot S_b)$	
	実効応力 σ_b (MPa)	6.9	$\sigma_b = 0.2 \cdot \Delta \sigma_a, \Delta \sigma_a = \sum \Delta \sigma_{ai}$	
その他の特性	破壊伝播形式	放射状	—	

※放射特性係数は 0.62 を用いた。

8.16 地震 : 2005 年 8 月 16 日宮城県沖の地震

第 5.5-8 表 2011 年 4 月 7 日宮城県沖型地震の断層パラメータ
(基本ケース, 不確かさケース 1)

項 目		設定値	設定方法	
巨視的震源特性	気象庁マグニチュード M_J	7.5	—	
	モーメントマグニチュード M_w	7.4	4.7 地震の M_J と M_w の関係を基に設定	
	地震モーメント M_0 (N・m)	1.58×10^{20}	$M_w = (\log M_0 - 9.1) / 1.5$	
	断層面積 S (km ²)	402	$S = (7/16) \cdot M_0 \cdot 4 \cdot \pi^2 \cdot \beta^2 / A \cdot (S/S_a)^{0.5}$, $S_a/S = 0.4$	
	基準点	北緯 N (°)	38.1672	—
		東経 E (°)	141.8445	—
	断層長さ L (km)	33.5	$L = S/W$	
	断層幅 W (km)	12	東北大学 (2011) ⁽⁶⁶⁾ 等を参考に設定	
	走向 θ (°)	20	Nakajima et al. (2011) 等を参考に設定	
	傾斜角 δ (°)	37	原田・釜江 (2011)	
断層上端深さ h (km)	55.83	東北大学 (2011) 等を参考に設定		
微視的震源特性	すべり角 λ (°)	90	—	
	S 波速度 β (km/s)	4.0	佐藤・巽 (2002) ⁽⁶⁷⁾	
	破壊伝播速度 V_r (km/s)	2.88	$V_r = 0.72 \cdot \beta$	
	剛性率 μ (N/m ²)	4.80×10^{10}	$\mu = \rho \cdot \beta^2$	
	密度 ρ (g/cm ³)	3.0	佐藤・巽 (2002)	
	平均すべり量 D (cm)	821	$D = M_0 / (\mu \cdot S)$	
	平均応力降下量 $\Delta \sigma$ (MPa)	47.8	$\Delta \sigma = (7 \pi^{1.5} / 16) \cdot (M_0 / S^{1.5})$	
	短周期レベル A (N・m/s ²)	1.72×10^{20}	$A = 9.84 \times 10^{10} \times (M_0 \times 10^7)^{1/3} \times 1.5$	
	高域遮断特性 f_{max} (Hz)	18	5.26 地震のシミュレーション結果	
域強震動生成	面積 S_a (km ²)	161	$S_a = (S_a/S) \cdot S$, $S_a/S = 0.4$	
	地震モーメント M_{0a} (N・m)	1.27×10^{20}	$M_{0a} = \mu \cdot S_a \cdot D_a$	
	平均すべり量 D_a (cm)	1641	$D_a = \xi \cdot D$, $\xi = 2.0$	
	応力降下量 $\Delta \sigma_a$ (MPa)	119.6	$\Delta \sigma_a = \Delta \sigma / (S_a/S)$, $S_a/S = 0.4$	
各強震動生成域	強震動生成域 (SMGA)	SMGA3 以外	SMGA3	
	面積 S_{ai} (km ²)	36	89	$S_{a1, 2}$: 4.7 地震シミュレーションモデル $S_{a3} = S_a - S_{a1} - S_{a2}$
	地震モーメント M_{0ai} (N・m)	2.15×10^{19}	8.37×10^{19}	M_{0ai} ($S_i^{1.5}$ の重みで配分)
	平均すべり量 D_{ai} (cm)	1246.8	1960	$D_{ai} = M_{0ai} / (\mu \cdot S_{ai})$
	応力降下量 $\Delta \sigma_{ai}$ (MPa)	119.6	119.6	$\Delta \sigma_{ai} = \Delta \sigma_a$
背景領域	面積 S_b (km ²)	241	$S_b = S - S_a$	
	地震モーメント M_{0b} (N・m)	3.17×10^{19}	$M_{0b} = M_0 - M_{0a}$	
	平均すべり量 D_b (cm)	273.5	$D_b = M_{0b} / (\mu \cdot S_b)$	
	実効応力 σ_b (MPa)	13.1	$\sigma_b = (D_b/W_b) \cdot (\pi^{0.5}/D_a) \cdot r \cdot \sum (r_i/r)^3 \cdot \sigma_a$ $r = (S_a/\pi)^{0.5}$, $\sigma_a = \Delta \sigma_a$	
その他の特性	破壊伝播形式	放射状	—	

※放射特性係数は 0.62 を用いた。

4.7 地震：2011 年 4 月 7 日宮城県沖の地震

5.26 地震：2003 年 5 月 26 日宮城県沖の地震

第 5.5-9 表 海洋プレート内地震において考慮する不確かさケース

検討ケース	認識論的不確かさ			偶然的不確かさ	
	地震規模 M	断層の位置	短周期レベル (応力降下量)	SMGA の位置	破壊開始点
基本ケース (SMGA ^{※1} マントル内 シミュレーションベース)	M7.5 ^{※2}	海洋性マントル内	2011 年 4 月 7 日宮城県 沖の地震の短周期レ ベル相当 ^{※3}	2011 年 4 月 7 日宮城 県沖の地震のシミュレ ーション位置+拡張側 は断層上端	破壊の伝播方向が 敷地に向かうよう に配置
不確かさケース 1 (SMGA マントル内 シミュレーションアレンジ)	M7.5 ^{※2}	海洋性マントル内	2011 年 4 月 7 日宮城県 沖の地震の短周期レ ベル相当 ^{※3}	断層上端	破壊の伝播方向が 敷地に向かうよう に配置
不確かさケース 2 (SMGA 地殻内集約)	M7.5 ^{※2}	海洋地殻+ 海洋性マントル	2011 年 4 月 7 日宮城県 沖の地震の短周期レ ベル相当の 0.8 倍 ^{※4}	断層上端	破壊の伝播方向が 敷地に向かうよう に配置
不確かさケース 3 (SMGA マントル内集約)	M7.5 ^{※2}	海洋性マントル内	2011 年 4 月 7 日宮城県 沖の地震の短周期レ ベル相当 ^{※3}	断層上端	破壊の伝播方向が 敷地に向かうよう に配置

※1: 強震動生成域

※2: 宮城県沖の海洋プレート内の低速度域の傾向に加え、過去に東北地方で発生した海洋プレート内地震の最大規模 (M7.3) や北海道で発生した沈み込み帯海洋プレート内地震の最大規模 (M7.5) も踏まえ、保守的に M7.5 を考慮する。

※3: 地震モーメント-短周期レベルの関係相当の短周期レベルを考慮する。地震調査研究推進本部 (2017) による短周期レベルの 1.5 倍。

※4: 海洋性マントルと海洋地殻の応力降下量の違いの傾向を踏まえたうえで、保守的に地震モーメント-短周期レベルの関係相当の短周期レベルの 0.8 倍を考慮する。地震調査研究推進本部 (2017) による短周期レベルの 1.2 倍 (=1.5×0.8)。

■ : 考慮する不確かさ ■ : あらかじめモデルに織り込み不確かさ

第 5.5-10 表 2011 年 4 月 7 日宮城県沖型地震の断層パラメータ
(不確かさケース 2)

項 目		設定値	設定方法	
巨視的震源特性	気象庁マグニチュード M_J	7.5	—	
	モーメントマグニチュード M_w	7.4	4.7 地震の M_J と M_w の関係を基に設定	
	地震モーメント M_0 (N・m)	1.58×10^{20}	$M_w = (\log M_0 - 9.1) / 1.5$	
	断層面積 S (km ²)	858	$S = (49 \cdot \pi^4 \cdot \beta^4 \cdot M_0^2) / (16 \cdot A^{\#2} \cdot S_a)$	
	基準点	北緯 N (°)	38.1924	—
		東経 E (°)	141.7558	—
	断層長さ L (km)	35	$L = S / W$	
	断層幅 W (km)	25	プレート境界から応力中立面を地震発生層として考慮し設定	
	走向 θ (°)	20	Nakajima et al. (2011) 等を参考に設定	
	傾斜角 δ (°)	37	原田・釜江 (2011)	
断層上端深さ h (km)	49.5	J-SHIS (2014) ⁽⁷¹⁾ のプレート形状を考慮し設定		
微視的震源特性	すべり角 λ (°)	90	—	
	S波速度 β (km/s)	4.0	佐藤・巽 (2002)	
	破壊伝播速度 V_r (km/s)	2.88	$V_r = 0.72 \cdot \beta$	
	剛性率 μ (N/m ²)	4.80×10^{10}	$\mu = \rho \cdot \beta^2$	
	密度 ρ (g/cm ³)	3.0	佐藤・巽 (2002)	
	平均すべり量 D (cm)	385	$D = M_0 / (\mu \cdot S)$	
	平均応力降下量 $\Delta \sigma$ (MPa)	15.37	$\Delta \sigma = (7 \cdot \pi^{1.5} / 16) \cdot (M_0 / S^{1.5})$	
	短周期レベル A (N・m/s ²)	1.38×10^{20}	$A^{\#} = 9.84 \times 10^{10} \cdot (M_0 \times 10^7)^{1/3}$ $A = A^{\#} \times 1.2$	
	高域遮断特性 f_{max} (Hz)	18	5.26 地震のシミュレーション結果	
	域全強震動生成	面積 S_a (km ²)	170	$S_a = 1.25 \times 10^{-16} \times (M_0 \times 10^7)^{2/3}$
地震モーメント M_{0a} (N・m)		6.28×10^{19}	$M_{0a} = \mu \cdot S_a \cdot D_a$	
平均すべり量 D_a (cm)		770	$D_a = \xi \cdot D, \xi = 2.0$	
応力降下量 $\Delta \sigma_a$ (MPa)		93.1	$\Delta \sigma_a = A / (4 \cdot \beta^2 \cdot (\pi \cdot S_a)^{0.5})$	
域各強震動生	面積 S_{ai} (km ²)	85	$S_{ai} = S_a / 2$	
	地震モーメント M_{0ai} (N・m)	3.14×10^{19}	$M_{0ai} = M_{0a} / 2$	
	平均すべり量 D_{ai} (cm)	770	$D_{ai} = M_{0ai} / (\mu \cdot S_{ai})$	
	応力降下量 $\Delta \sigma_{ai}$ (MPa)	93.1	$\Delta \sigma_{ai} = \Delta \sigma_a$	
背景領域	面積 S_b (km ²)	688	$S_b = S - S_a$	
	地震モーメント M_{0b} (N・m)	9.57×10^{19}	$M_{0b} = M_0 - M_{0a}$	
	平均すべり量 D_b (cm)	290	$D_b = M_{0b} / (\mu \cdot S_b)$	
	実効応力 σ_b (MPa)	14.0	$\sigma_b = (D_b / W_b) / (D_a / W_a) \cdot \sigma_a$ $\sigma_a = \Delta \sigma_a$	
その他の特性	破壊伝播形式	放射状	—	

※4.7 地震：2011 年 4 月 7 日宮城県沖の地震

5.26 地震：2003 年 5 月 26 日宮城県沖の地震

第 5.5-11 表 2011 年 4 月 7 日宮城県沖型地震の断層パラメータ
(不確かさケース 3)

項 目		設定値	設定方法	
巨視的震源特性	気象庁マグニチュード M_J	7.5	—	
	モーメントマグニチュード M_w	7.4	4.7 地震の M_J と M_w の関係を基に設定	
	地震モーメント M_0 (N・m)	1.58×10^{20}	$M_w = (\log M_0 - 9.1) / 1.5$	
	断層面積 S (km ²)	858	$S = (49 \cdot \pi^4 \cdot \beta^4 \cdot M_0^2) / (16 \cdot A^{\#2} \cdot S_a)$	
	基準点	北緯 N (°)	38.1672	—
		東経 E (°)	141.8445	—
	断層長さ L (km)	35	$L = S / W$	
	断層幅 W (km)	25	不確かさケース 2 に合わせて設定	
	走向 θ (°)	20	Nakajima et al. (2011) 等を参考に設定	
	傾斜角 δ (°)	37	原田・釜江 (2011)	
断層上端深さ h (km)	55.8	基本ケースに合わせて設定		
微視的震源特性	すべり角 λ (°)	90	—	
	S 波速度 β (km/s)	4.0	佐藤・巽 (2002)	
	破壊伝播速度 V_r (km/s)	2.88	$V_r = 0.72 \cdot \beta$	
	剛性率 μ (N/m ²)	4.80×10^{10}	$\mu = \rho \cdot \beta^2$	
	密度 ρ (g/cm ³)	3.0	佐藤・巽 (2002)	
	平均すべり量 D (cm)	385	$D = M_0 / (\mu \cdot S)$	
	平均応力降下量 $\Delta \sigma$ (MPa)	15.37	$\Delta \sigma = (7 \pi^{1.5} / 16) \cdot (M_0 / S^{1.5})$	
	短周期レベル A (N・m/s ²)	1.72×10^{20}	$A^{\#} = 9.84 \times 10^{10} \cdot (M_0 \times 10^7)^{1/3}$ $A = A^{\#} \times 1.5$	
	高域遮断特性 f_{max} (Hz)	18	5.26 地震のシミュレーション結果	
	域全震動生成	面積 S_a (km ²)	170	$S_a = 1.25 \times 10^{-16} \times (M_0 \times 10^7)^{2/3}$
地震モーメント M_{0a} (N・m)		6.28×10^{19}	$M_{0a} = \mu \cdot S_a \cdot D_a$	
平均すべり量 D_a (cm)		770	$D_a = \xi \cdot D$, $\xi = 2.0$	
応力降下量 $\Delta \sigma_a$ (MPa)		116.4	$\Delta \sigma_a = A / (4 \cdot \beta^2 \cdot (\pi \cdot S_a)^{0.5})$	
域各強震動生成	面積 S_{ai} (km ²)	85	$S_{ai} = S_a / 2$	
	地震モーメント M_{0ai} (N・m)	3.14×10^{19}	$M_{0ai} = M_{0a} / 2$	
	平均すべり量 D_{ai} (cm)	770	$D_{ai} = M_{0ai} / (\mu \cdot S_{ai})$	
	応力降下量 $\Delta \sigma_{ai}$ (MPa)	116.4	$\Delta \sigma_{ai} = \Delta \sigma_a$	
背景領域	面積 S_b (km ²)	688	$S_b = S - S_a$	
	地震モーメント M_{0b} (N・m)	9.57×10^{19}	$M_{0b} = M_0 - M_{0a}$	
	平均すべり量 D_b (cm)	290	$D_b = M_{0b} / (\mu \cdot S_b)$	
	実効応力 σ_b (MPa)	17.5	$\sigma_b = (D_b / W_b) / (D_a / W_a) \cdot \sigma_a$ $\sigma_a = \Delta \sigma_a$	
その他の特性	破壊伝播形式	放射状	—	

※放射特性係数は 0.62 を用いた。

4.7 地震：2011 年 4 月 7 日宮城県沖の地震

5.26 地震：2003 年 5 月 26 日宮城県沖の地震

第 5.5-12 表 F-6 断層～F-9 断層による地震の断層パラメータ
(基本ケース)

項 目		設定値		設定方法	
巨視的 震源特性	モーメントマグニチュード M_w	6.72		$M_w = (\log M_0 - 9.1) / 1.5$	
	地震モーメント M_0 (N・m)	1.50×10^{19}		$M_0 = (S / 4.24 \times 10^{11})^2 \times 10^{-7}$	
	断層面積 S (km ²)	519		$S = L \cdot W$	
	基準点	北緯 N (°)	38.3613		—
		東経 E (°)	141.5729		—
	断層長さ L (km)	23.7		地質調査結果に基づき設定	
	断層幅 W (km)	21.9		地震発生層厚さと傾斜角から設定	
	走向 θ (°)	133.5		地質調査結果に基づき設定	
	傾斜角 δ (°)	60		地質調査結果等に基づき設定	
	断層上端深さ h_u (km)	3		微小地震分布等に基づき設定	
断層下端深さ h_l (km)	22		微小地震分布等に基づき設定		
微視的 震源特性	すべり角 λ (°)	90		—	
	S波速度 β (km/s)	3.4		地震調査研究推進本部 (2005)	
	破壊伝播速度 V_r (km/s)	2.45		$V_r = 0.72 \cdot \beta$	
	剛性率 μ (N/m ²)	3.12×10^{10}		$\mu = \rho \cdot \beta^2$	
	密度 ρ (g/cm ³)	2.7		地震調査研究推進本部 (2005)	
	平均すべり量 D (cm)	92.5		$D = M_0 / (\mu \cdot S)$	
	平均応力降下量 $\Delta \sigma$ (MPa)	3.1		$\Delta \sigma = (7 \cdot \pi^{1.5} / 16) \cdot (M_0 / S^{1.5})$	
	短周期レベル A (N・m/s ²)	1.31×10^{19}		$A = 2.46 \times 10^{10} \times (M_0 \times 10^7)^{1/3}$	
	高域遮断特性 f_{\max} (Hz)	8.3		香川ほか (2003) ⁽⁷⁴⁾ を参考に設定	
全体 アス ペリ ティ	面積 S_a (km ²)	101		$S_a = \pi \cdot r^2$, $r = (7 \cdot \pi \cdot M_0 \cdot \beta^2) / (4 \cdot A \cdot R)$ $R = (S / \pi)^{0.5}$	
	地震モーメント M_{0a} (N・m)	5.83×10^{18}		$M_{0a} = \mu \cdot D_a \cdot S_a$	
	平均すべり量 D_a (cm)	185		$D_a = \xi \cdot D$, $\xi = 2.0$	
	応力降下量 $\Delta \sigma_a$ (MPa)	15.9		$\Delta \sigma_a = (7 / 16) \cdot M_0 / (r^2 \cdot R)$	
各 アス ペリ ティ	アスぺリティ	アスぺリティ 1	アスぺリティ 2		
	面積 S_{ai} (km ²)	67.3	33.7	$S_{a1} = (2/3) \cdot S_a$, $S_{a2} = (1/3) \cdot S_a$	
	地震モーメント M_{0ai} (N・m)	4.31×10^{18}	1.52×10^{18}	$M_{0ai} = \mu \cdot D_{ai} \cdot S_{ai}$	
	平均すべり量 D_{ai} (cm)	205	145	$D_{ai} = (\gamma_i / \sum \gamma_i^3) \cdot D_a$, $\gamma_i = r_i / r$	
	応力降下量 $\Delta \sigma_{ai}$ (MPa)	15.9	15.9	$\Delta \sigma_{ai} = \Delta \sigma_a$	
背景 領域	面積 S_b (km ²)	418		$S_b = S - S_a$	
	地震モーメント M_{0b} (N・m)	9.15×10^{18}		$M_{0b} = M_0 - M_{0a}$	
	平均すべり量 D_b (cm)	70.1		$D_b = M_{0b} / (\mu \cdot S_b)$	
	実効応力 σ_b (MPa)	2.0		$\sigma_b = (D_b / W_b) \cdot (\pi^{1/2} / D_a) \cdot r \cdot \sum \gamma_i^3 \cdot \sigma_a$ $\sigma_a = \Delta \sigma_a$	
その他の 特性	破壊伝播形式	放射状		—	

第 5.5-13 表 仙台湾の断層群による地震の断層パラメータ
(基本ケース)

項目	設定値		設定方法		
	F-12断層 ～ F-14断層	仙台湾北部の 南傾斜の仮想 震源断層			
巨視的震源特性	モーメントマグニチュード M_w	6.76		$M_w = (\log M_0 - 9.1) / 1.5$	
	地震モーメント M_0 (N・m)	1.76×10^{19}		$M_0 = (S / 4.24 \times 10^{11})^2 \times 10^{-7}$	
	断層面積 S (km ²)	562.4		$S = L \cdot W$ (断層面の重複を考慮)	
	基準点	北緯 N (°)	38.22357	38.29544	—
		東経 E (°)	141.38073	141.19450	—
	断層長さ L (km)	24.2	18.9	地質調査結果に基づき設定	
	断層幅 W (km)	13.9	13.9	地震発生層厚さと傾斜角から設定	
	走向 θ (°)	143.7	116.6	両端位置から設定	
	傾斜角 δ (°)	60	60	地質調査結果等に基づき設定	
	断層上端深さ h_u (km)	3	3	微小地震分布等に基づき設定	
断層下端深さ h_l (km)	15	15	微小地震分布等に基づき設定		
微視的震源特性	すべり角 λ (°)	90		—	
	S波速度 β (km/s)	3.4		地震調査研究推進本部 (2005)	
	破壊伝播速度 V_r (km/s)	2.45		$V_r = 0.72 \cdot \beta$	
	剛性率 μ (N/m ²)	3.12×10^{10}		$\mu = \rho \cdot \beta^2$	
	密度 ρ (g/cm ³)	2.7		地震調査研究推進本部 (2005)	
	平均すべり量 D (cm)	100		$D = M_0 / (\mu \cdot S)$	
	平均応力降下量 $\Delta \sigma$ (MPa)	3.2		$\Delta \sigma = (7 \cdot \pi^{1.5} / 16) \cdot (M_0 / S^{1.5})$	
	短周期レベル A (N・m/s ²)	1.38×10^{19}		$A = 2.46 \times 10^{10} \times (M_0 \times 10^7)^{1/3}$	
高域遮断特性 f_{max} (Hz)	8.3		香川ほか (2003) を参考に設定		
アスペリティ	面積 S_a (km ²)	115.5		$S_a = \pi \cdot r^2$, $r = (7 \cdot \pi \cdot M_0 \beta^2) / (4 \cdot A \cdot R)$ $R = (S / \pi)^{0.5}$	
	地震モーメント M_{0a} (N・m)	7.23×10^{18}		$M_{0a} = \mu \cdot D_a \cdot S_a$	
	平均すべり量 D_a (cm)	200		$D_a = \xi \cdot D$, $\xi = 2.0$	
	応力降下量 $\Delta \sigma_a$ (MPa)	15.7		$\Delta \sigma_a = (7 / 16) \cdot M_0 / (r^2 \cdot R)$	
背景領域	面積 S_b (km ²)	446.9		$S_b = S - S_a$	
	地震モーメント M_{0b} (N・m)	1.04×10^{19}		$M_{0b} = M_0 - M_{0a}$	
	平均すべり量 D_b (cm)	74.0		$D_b = M_{0b} / (\mu \cdot S_b)$	
	実効応力 σ_b (MPa)	3.4		$\sigma_b = (D_b / W_b) / (D_a / W_a) \cdot \sigma_a$ $\sigma_a = \Delta \sigma_a$	
その他の特性	破壊伝播形式	放射状		—	

第 5.5-14 表 内陸地殻内地震において考慮する不確かさケース

地震	検討ケース	認識論的不確かさ						偶然的 不確かさ
		地震規模 M ^{※1}	断層の 位置	地震 発生層	アスペリティ の位置	傾斜角	アスペリティの 短周期レベル (応力降下量)	
F-6断層に F-9断層 よる地震	基本ケース	M7.1 ^{※3} M7.2 ^{※4}	地質調査 結果	3~22km	敷地寄せ 断層上端	60°	地震調査研究推進本 部(2017) ×1.0	破壊 開始点
	不確かさケース1 (短周期レベルの 不確かさ ^{※2})	M7.1 ^{※3} M7.2 ^{※4}	地質調査 結果	3~22km	敷地寄せ 断層上端	60°	地震調査研究推進本 部(2017) ×1.5	破壊が敷地に 向かう位置
	不確かさケース2 (断層傾斜角の不 確かさ)	M7.1 ^{※3} M7.4 ^{※4}	地質調査 結果	3~22km	敷地寄せ 断層上端	45°	地震調査研究推進本 部(2017) ×1.0	破壊が敷地に 向かう位置
仙台湾の断層 群による地震	不確かさケース3 (アスペリティの 不確かさ)	M7.1 ^{※3} M7.2 ^{※4}	地質調査 結果	3~22km	集約 敷地寄せ 断層上端	60°	地震調査研究推進本 部(2017) ×1.0	破壊が敷地に 向かう位置
	基本ケース	M7.6 ^{※3} M7.3 ^{※4}	地質調査 結果	3~15km	敷地寄せ 断層上端	60°	地震調査研究推進本 部(2017) ×1.0	破壊が敷地に 向かう位置
	不確かさケース1 (短周期レベルの 不確かさ ^{※2})	M7.6 ^{※3} M7.3 ^{※4}	地質調査 結果	3~15km	敷地寄せ 断層上端	60°	地震調査研究推進本 部(2017) ×1.5	破壊が敷地に 向かう位置

※1：応答スペクトルに基づく地震動評価では、松田（1975）と武村（1990）による地震規模を比較して保守的な方を用いる。
 ※2：2007年新潟県中越沖地震の知見を反映し、地震調査研究推進本部（2017）による短周期レベル（応力降下量）の1.5倍を考慮。
 ※3：松田（1975）による。 ※4：武村（1990）による。

□：考慮する不確かさ □：あらかじめモデルに織り込む不確かさ

第 5.5-15 表 F-6 断層～F-9 断層による地震の断層パラメータ
(不確かさケース 1 : 短周期レベル (応力降下量))

項 目		設定値		設定方法	
巨視的 震源特性	モーメントマグニチュード M_w	6.72		$M_w = (\log M_0 - 9.1) / 1.5$	
	地震モーメント M_0 (N·m)	1.50×10^{19}		$M_0 = (S / 4.24 \times 10^{11})^2 \times 10^{-7}$	
	断層面積 S (km ²)	519		$S = L \cdot W$	
	基準点	北緯 N (°)	38.3613		—
		東経 E (°)	141.5729		—
	断層長さ L (km)	23.7		地質調査結果に基づき設定	
	断層幅 W (km)	21.9		地震発生層厚さと傾斜角から設定	
	走向 θ (°)	133.5		地質調査結果に基づき設定	
	傾斜角 δ (°)	60		地質調査結果等に基づき設定	
	断層上端深さ h_u (km)	3		微小地震分布等に基づき設定	
断層下端深さ h_l (km)	22		微小地震分布等に基づき設定		
微視的 震源特性	すべり角 λ (°)	90		—	
	S波速度 β (km/s)	3.4		地震調査研究推進本部 (2005)	
	破壊伝播速度 V_r (km/s)	2.45		$V_r = 0.72 \cdot \beta$	
	剛性率 μ (N/m ²)	3.12×10^{10}		$\mu = \rho \cdot \beta^2$	
	密度 ρ (g/cm ³)	2.7		地震調査研究推進本部 (2005)	
	平均すべり量 D (cm)	92.5		$D = M_0 / (\mu \cdot S)$	
	平均応力降下量 $\Delta \sigma$ (MPa)	3.1		$\Delta \sigma = (7 \cdot \pi^{1.5} / 16) \cdot (M_0 / S^{1.5})$	
	短周期レベル A (N·m/s ²)	1.31×10^{19}		$A = 2.46 \times 10^{10} \times (M_0 \times 10^7)^{1/3}$	
高域遮断特性 f_{max} (Hz)	8.3		香川ほか (2003) を参考に設定		
全体 アスペリテ イ	面積 S_a (km ²)	101		$S_a = \pi \cdot r^2$, $r = (7 \cdot \pi \cdot M_0 \cdot \beta^2) / (4 \cdot A \cdot R)$ $R = (S / \pi)^{0.5}$	
	地震モーメント M_{0a} (N·m)	5.83×10^{18}		$M_{0a} = \mu \cdot D_a \cdot S_a$	
	平均すべり量 D_a (cm)	185		$D_a = \xi \cdot D$, $\xi = 2.0$	
	応力降下量 $\Delta \sigma_a$ (MPa)	23.8		$\Delta \sigma_a = (7 / 16) \cdot M_0 / (r^2 \cdot R) \times 1.5$	
各 アスペリ テ イ	アスペリテ イ	アスペリテ 1	アスペリテ 2		
	面積 S_{ai} (km ²)	67.3	33.7	$S_{a1} = (2/3) \cdot S_a$, $S_{a2} = (1/3) \cdot S_a$	
	地震モーメント M_{0ai} (N·m)	4.31×10^{18}	1.52×10^{18}	$M_{0ai} = \mu \cdot D_{ai} \cdot S_{ai}$	
	平均すべり量 D_{ai} (cm)	205	145	$D_{ai} = (\gamma_i / \sum \gamma_i^3) \cdot D_a$, $\gamma_i = r_i / r$	
	応力降下量 $\Delta \sigma_{ai}$ (MPa)	23.8	23.8	$\Delta \sigma_{ai} = \Delta \sigma_a$	
背景 領域	面積 S_b (km ²)	418		$S_b = S - S_a$	
	地震モーメント M_{0b} (N·m)	9.15×10^{18}		$M_{0b} = M_0 - M_{0a}$	
	平均すべり量 D_b (cm)	70.1		$D_b = M_{0b} / (\mu \cdot S_b)$	
	実効応力 σ_b (MPa)	3.1		$\sigma_b = (D_b / W_b) \cdot (\pi^{1/2} / D_a) \cdot r \cdot \sum \gamma_i^3 \cdot \sigma_a$ $\sigma_a = \Delta \sigma_a$	
その他 の特性	破壊伝播形式	放射状		—	

第 5.5-16 表 F-6 断層～F-9 断層による地震の断層パラメータ
(不確かさケース 2 : 断層傾斜角)

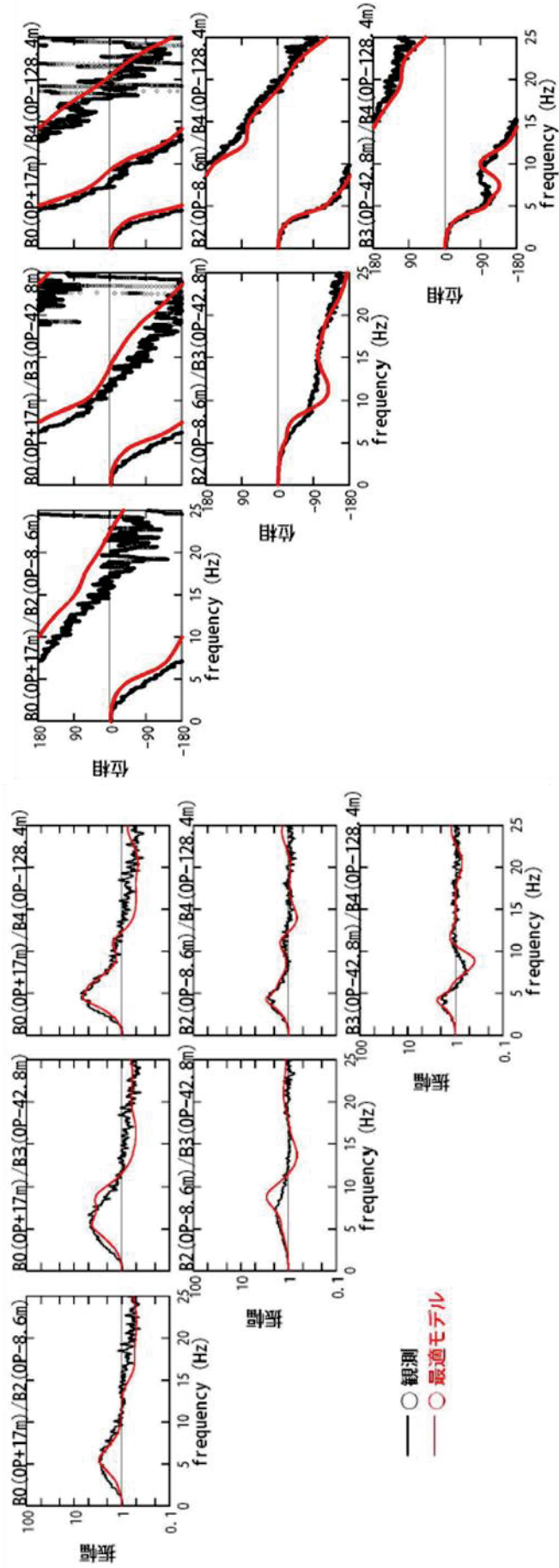
項 目		設定値		設定方法	
巨視的震源特性	モーメントマグニチュード M_w	6.84		$M_w = (\log M_0 - 9.1) / 1.5$	
	地震モーメント M_0 (N・m)	2.26×10^{19}		$M_0 = (S / 4.24 \times 10^{11})^2 \times 10^{-7}$	
	断層面積 S (km ²)	637.5		$S = L \cdot W$	
	基準点	北緯 N (°)	38.3613		—
		東経 E (°)	141.5729		—
	断層長さ L (km)	23.7		地質調査結果に基づき設定	
	断層幅 W (km)	26.9		地震発生層厚さと傾斜角から設定	
	走向 θ (°)	133.5		地質調査結果に基づき設定	
	傾斜角 δ (°)	45		不確かさを考慮して設定	
	断層上端深さ h_u (km)	3		微小地震分布等に基づき設定	
断層下端深さ h_l (km)	22		微小地震分布等に基づき設定		
微視的震源特性	すべり角 λ (°)	90		—	
	S波速度 β (km/s)	3.4		地震調査研究推進本部 (2005)	
	破壊伝播速度 V_r (km/s)	2.45		$V_r = 0.72 \cdot \beta$	
	剛性率 μ (N/m ²)	3.12×10^{10}		$\mu = \rho \cdot \beta^2$	
	密度 ρ (g/cm ³)	2.7		地震調査研究推進本部 (2005)	
	平均すべり量 D (cm)	113.6		$D = M_0 / (\mu \cdot S)$	
	平均応力降下量 $\Delta \sigma$ (MPa)	3.4		$\Delta \sigma = (7 \cdot \pi^{1.5} / 16) \cdot (M_0 / S^{1.5})$	
	短周期レベル A (N・m/s ²)	1.5×10^{19}		$A = 2.46 \times 10^{10} \times (M_0 \times 10^7)^{1/3}$	
高域遮断特性 f_{max} (Hz)	8.3		香川ほか (2003) を参考に設定		
全体アスペリティ	面積 S_a (km ²)	142.3		$S_a = \pi \cdot r^2$, $r = (7 \cdot \pi \cdot M_0 \cdot \beta^2) / (4 \cdot A \cdot R)$ $R = (S / \pi)^{0.5}$	
	地震モーメント M_{0a} (N・m)	1.01×10^{19}		$M_{0a} = \mu \cdot D_a \cdot S_a$	
	平均すべり量 D_a (cm)	227.2		$D_a = \xi \cdot D$, $\xi = 2.0$	
	応力降下量 $\Delta \sigma_a$ (MPa)	15.3		$\Delta \sigma_a = (7 / 16) \cdot M_0 / (r^2 \cdot R)$	
各アスペリティ	アスペリティ	アスペリティ 1	アスペリティ 2		
	面積 S_{ai} (km ²)	94.9	47.4	$S_{a1} = (2/3) \cdot S_a$, $S_{a2} = (1/3) \cdot S_a$	
	地震モーメント M_{0ai} (N・m)	7.46×10^{18}	2.64×10^{18}	$M_{0ai} = \mu \cdot D_{ai} \cdot S_{ai}$	
	平均すべり量 D_{ai} (cm)	251.8	178.1	$D_{ai} = (\gamma_i / \sum \gamma_i^3) \cdot D_a$, $\gamma_i = r_i / r$	
	応力降下量 $\Delta \sigma_{ai}$ (MPa)	15.3	15.3	$\Delta \sigma_{ai} = \Delta \sigma_a$	
背景領域	面積 S_b (km ²)	495.2		$S_b = S - S_a$	
	地震モーメント M_{0b} (N・m)	1.25×10^{19}		$M_{0b} = M_0 - M_{0a}$	
	平均すべり量 D_b (cm)	81		$D_b = M_{0b} / (\mu \cdot S_b)$	
	実効応力 σ_b (MPa)	1.8		$\sigma_b = (D_b / W_b) \cdot (\pi^{1/2} / D_a) \cdot r \cdot \sum \gamma_i^3 \cdot \sigma_a$ $\sigma_a = \Delta \sigma_a$	
その他の特性	破壊伝播形式	放射状		—	

第 5.5-17 表 F-6 断層～F-9 断層による地震の断層パラメータ
(不確かさケース 3 : アスペリティ集約)

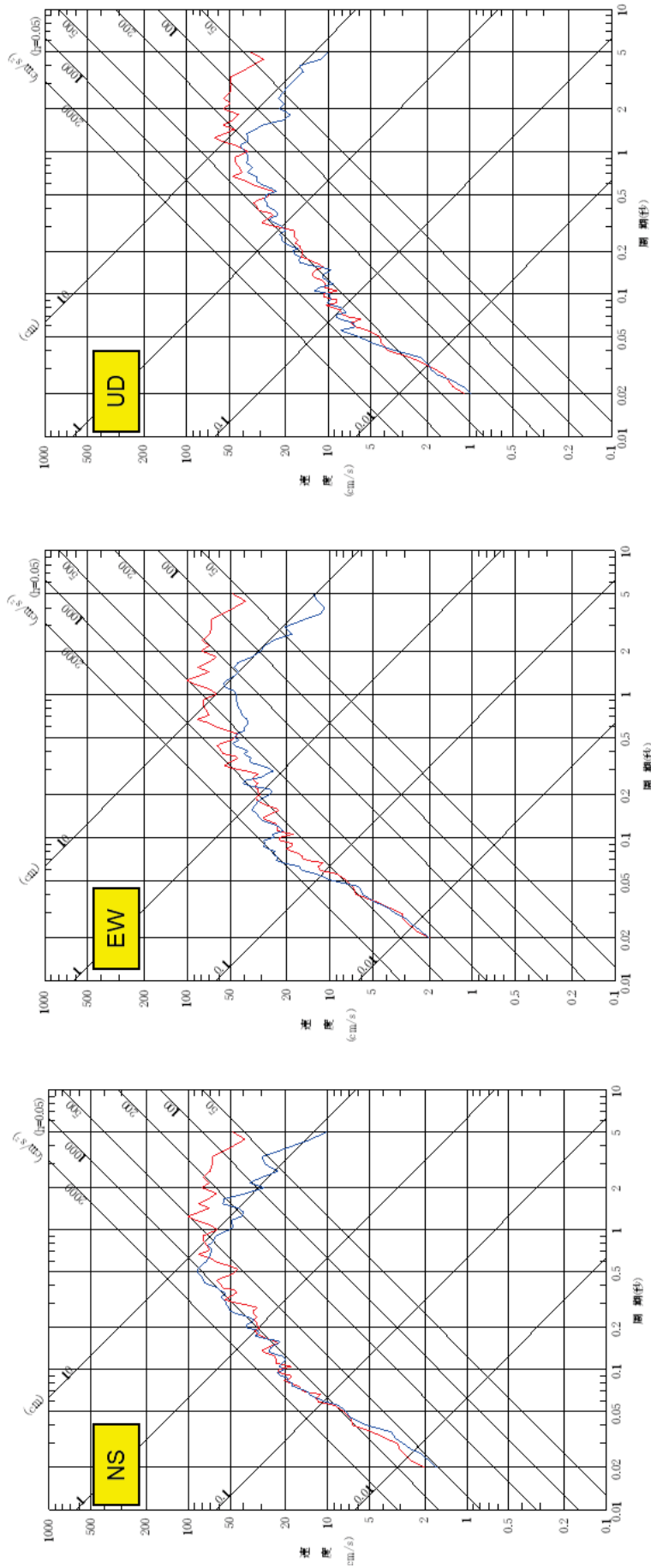
項 目		設定値	設定方法	
巨視的震源特性	モーメントマグニチュード M_w	6.72	$M_w = (\log M_0 - 9.1) / 1.5$	
	地震モーメント M_0 (N・m)	1.50×10^{19}	$M_0 = (S / 4.24 \times 10^{11})^2 \times 10^{-7}$	
	断層面積 S (km ²)	519	$S = L \cdot W$	
	基準点	北緯 N (°)	38.3613	—
		東経 E (°)	141.5729	—
	断層長さ L (km)	23.7	地質調査結果に基づき設定	
	断層幅 W (km)	21.9	地震発生層厚さと傾斜角から設定	
	走向 θ (°)	133.5	地質調査結果に基づき設定	
	傾斜角 δ (°)	60	地質調査結果等に基づき設定	
断層上端深さ h_u (km)	3	微小地震分布等に基づき設定		
断層下端深さ h_l (km)	22	微小地震分布等に基づき設定		
微視的震源特性	すべり角 λ (°)	90	—	
	S波速度 β (km/s)	3.4	地震調査研究推進本部 (2005)	
	破壊伝播速度 V_r (km/s)	2.45	$V_r = 0.72 \cdot \beta$	
	剛性率 μ (N/m ²)	3.12×10^{10}	$\mu = \rho \cdot \beta^2$	
	密度 ρ (g/cm ³)	2.7	地震調査研究推進本部 (2005)	
	平均すべり量 D (cm)	92.5	$D = M_0 / (\mu \cdot S)$	
	平均応力降下量 $\Delta \sigma$ (MPa)	3.1	$\Delta \sigma = (7 \cdot \pi^{1.5} / 16) \cdot (M_0 / S^{1.5})$	
	短周期レベル A (N・m/s ²)	1.31×10^{19}	$A = 2.46 \times 10^{10} \times (M_0 \times 10^7)^{1/3}$	
高域遮断特性 f_{max} (Hz)	8.3	香川ほか (2003) を参考に設定		
アスペリティ	面積 S_a (km ²)	101	$S_a = \pi \cdot r^2$, $r = (7 \cdot \pi \cdot M_0 \cdot \beta^2) / (4 \cdot A \cdot R)$ $R = (S / \pi)^{0.5}$	
	地震モーメント M_{0a} (N・m)	5.83×10^{18}	$M_{0a} = \mu \cdot D_a \cdot S_a$	
	平均すべり量 D_a (cm)	185	$D_a = \xi \cdot D$, $\xi = 2.0$	
	応力降下量 $\Delta \sigma_a$ (MPa)	15.9	$\Delta \sigma_a = (7 / 16) \cdot M_0 / (r^2 \cdot R)$	
背景領域	面積 S_b (km ²)	418	$S_b = S - S_a$	
	地震モーメント M_{0b} (N・m)	9.15×10^{18}	$M_{0b} = M_0 - M_{0a}$	
	平均すべり量 D_b (cm)	70.1	$D_b = M_{0b} / (\mu \cdot S_b)$	
	実効応力 σ_b (MPa)	2.7	$\sigma_b = (D_b / W_b) / (D_a / W_a) \cdot \sigma_a$ $\sigma_a = \Delta \sigma_a$	
その他の特性	破壊伝播形式	放射状	—	

第 5.5-18 表 仙台湾の断層群による地震の断層パラメータ
(不確かさケース 1 : 短周期レベル (応力降下量))

項目		設定値		設定方法	
		F-12 断層 ～ F-14 断層	仙台湾北部の 南傾斜の仮想 震源断層		
巨視的 震源特性	モーメントマグニチュード M_w	6.76		$M_w = (\log M_0 - 9.1) / 1.5$	
	地震モーメント M_0 (N・m)	1.76×10^{19}		$M_0 = (S / 4.24 \times 10^{11})^2 \times 10^7$	
	断層面積 S (km ²)	562.4		$S = L \cdot W$ (断層面の重複を考慮)	
	基準点	北緯 N (°)	38.22357	38.29544	—
		東経 E (°)	141.38073	141.19450	—
	断層長さ L (km)	24.2	18.9	地質調査結果に基づき設定	
	断層幅 W (km)	13.9	13.9	地震発生層厚さと傾斜角から設定	
	走向 θ (°)	143.7	116.6	両端位置から設定	
	傾斜角 δ (°)	60	60	地質調査結果等に基づき設定	
	断層上端深さ h_u (km)	3	3	微小地震分布等に基づき設定	
断層下端深さ h_l (km)	15	15	微小地震分布等に基づき設定		
微視的 震源特性	すべり角 λ (°)	90		—	
	S波速度 β (km/s)	3.4		地震調査研究推進本部 (2005)	
	破壊伝播速度 V_r (km/s)	2.45		$V_r = 0.72 \cdot \beta$	
	剛性率 μ (N/m ²)	3.12×10^{10}		$\mu = \rho \cdot \beta^2$	
	密度 ρ (g/cm ³)	2.7		地震調査研究推進本部 (2005)	
	平均すべり量 D (cm)	100		$D = M_0 / (\mu \cdot S)$	
	平均応力降下量 $\Delta \sigma$ (MPa)	3.2		$\Delta \sigma = (7 \cdot \pi^{1.5} / 16) \cdot (M_0 / S^{1.5})$	
	短周期レベル A (N・m/s ²)	1.38×10^{19}		$A = 2.46 \times 10^{10} \times (M_0 \times 10^7)^{1/3}$	
高域遮断特性 f_{max} (Hz)	8.3		香川ほか (2003) を参考に設定		
アスペリ ティ	面積 S_a (km ²)	115.5		$S_a = \pi \cdot r^2$, $r = (7 \cdot \pi \cdot M_0 \cdot \beta^2) / (4 \cdot A \cdot R)$ $R = (S / \pi)^{0.5}$	
	地震モーメント M_{0a} (N・m)	7.23×10^{18}		$M_{0a} = \mu \cdot D_a \cdot S_a$	
	平均すべり量 D_a (cm)	200		$D_a = \xi \cdot D$, $\xi = 2.0$	
	応力降下量 $\Delta \sigma_a$ (MPa)	23.5		$\Delta \sigma_a = (7 / 16) \times M_0 / (r^2 \cdot R)$	
背景領 域	面積 S_b (km ²)	446.9		$S_b = S - S_a$	
	地震モーメント M_{0b} (N・m)	1.04×10^{19}		$M_{0b} = M_0 - M_{0a}$	
	平均すべり量 D_b (cm)	74.0		$D_b = M_{0b} / (\mu \cdot S_b)$	
	実効応力 σ_b (MPa)	5.2		$\sigma_b = (D_b / W_b) / (D_a / W_a) \cdot \sigma_a$ $\sigma_a = \Delta \sigma_a$	
その他 の特性	破壊伝播形式	放射状		—	



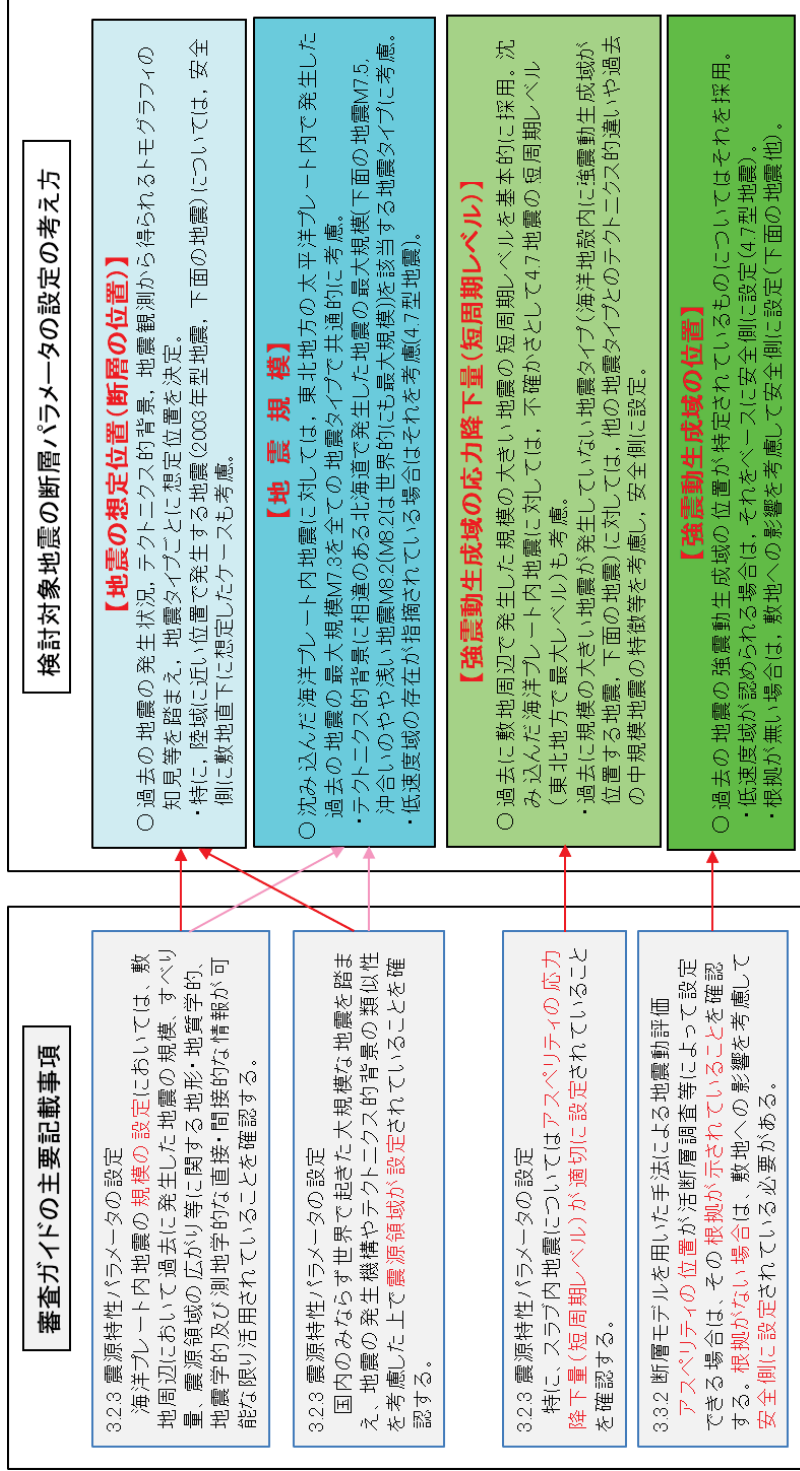
第 5.4-8 図 2011 年東北地方太平洋沖地震における敷地の観測記録と
はぎとり解析に用いる地下構造モデルの伝達関数の比較（水平方向）



— : 統計的グリーン関数法によるシミュレーション結果 — : 観測記録

※断層モデルは諸井ほか(2013)(強震動生成域の応力降下量は宮城県沖の地域性を考慮して1.4倍)

第5.4-9図 2011年東北地方太平洋沖地震の統計的グリーン関数法を用いたシミュレーション解析結果と敷地における観測記録(0.P.-8.6m, はぎとり波)の比較



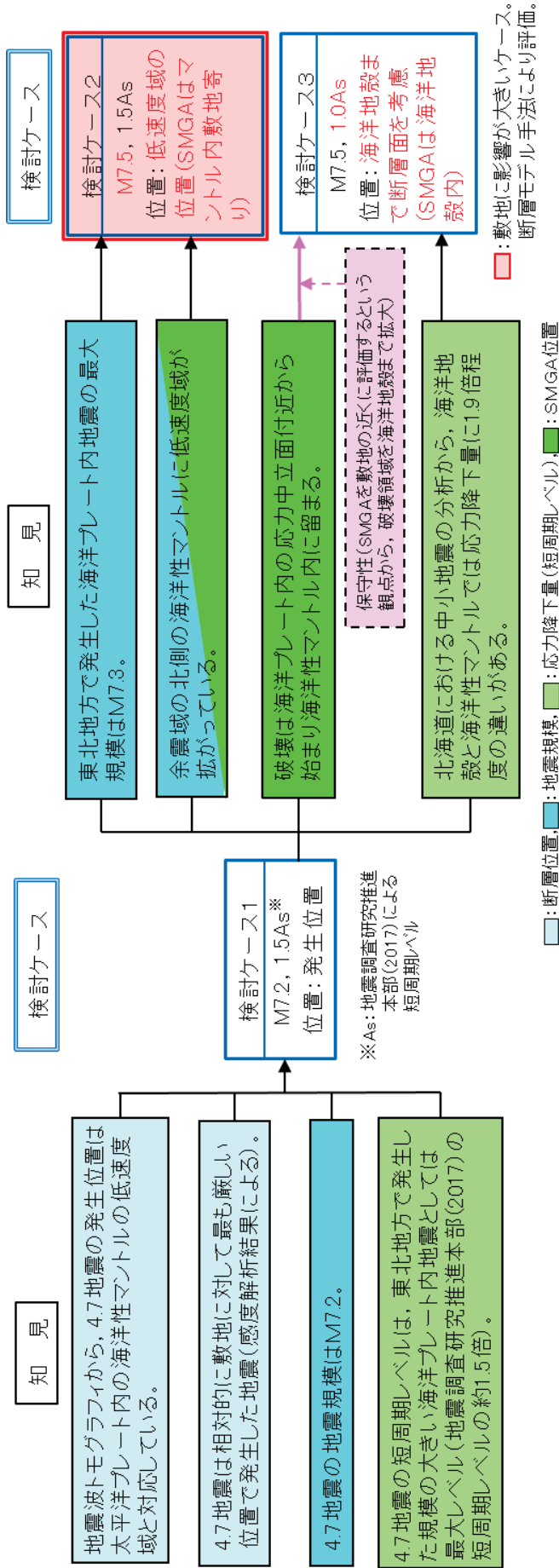
※2003年型地震：2003年5月26日宮城県沖型地震

4.7型地震：2011年4月7日宮城県沖型地震

4.7地震：2011年4月7日宮城県沖の地震

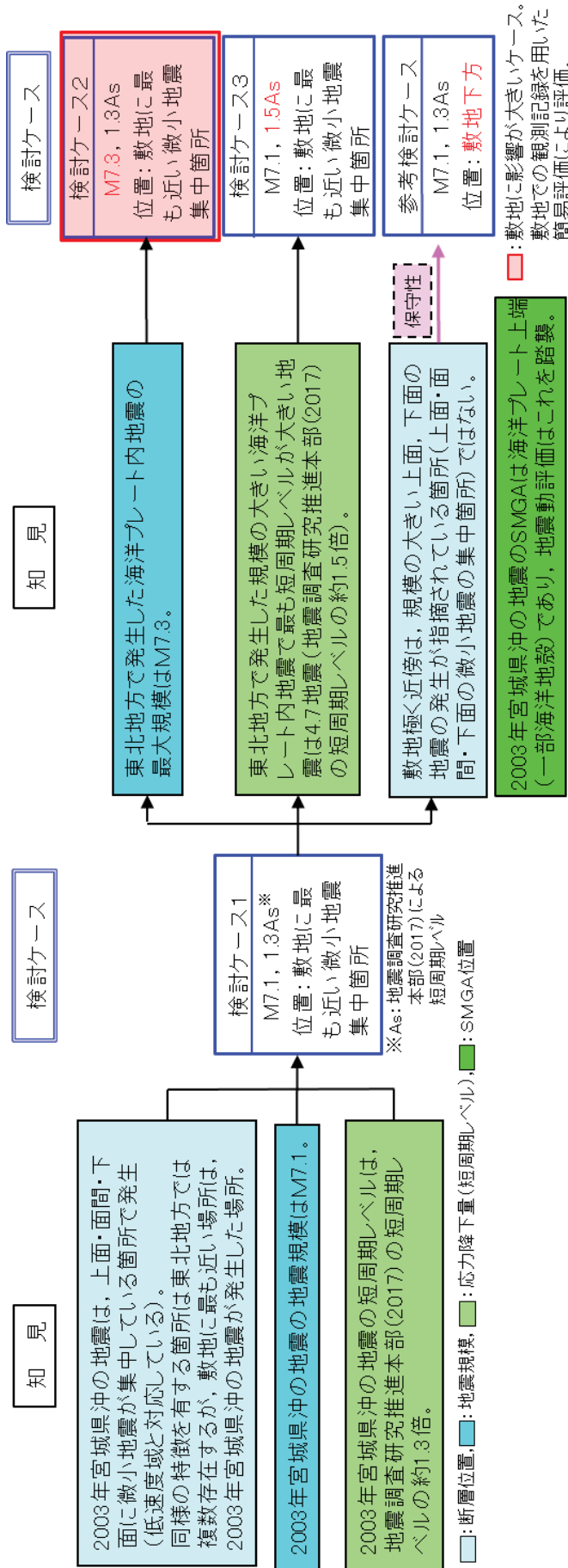
第5.5-1図(1) 海洋プレート内地震の検討対象地震の想定

共通事項



※SMGA: 強震動生成域 4.7地震: 2011年4月7日宮城県沖の地震

第5.5-1図(3) 海洋プレート内地震の検討対象地震の想定
二重深発地震面上面の地震(2011年4月7日宮城県沖型地震)



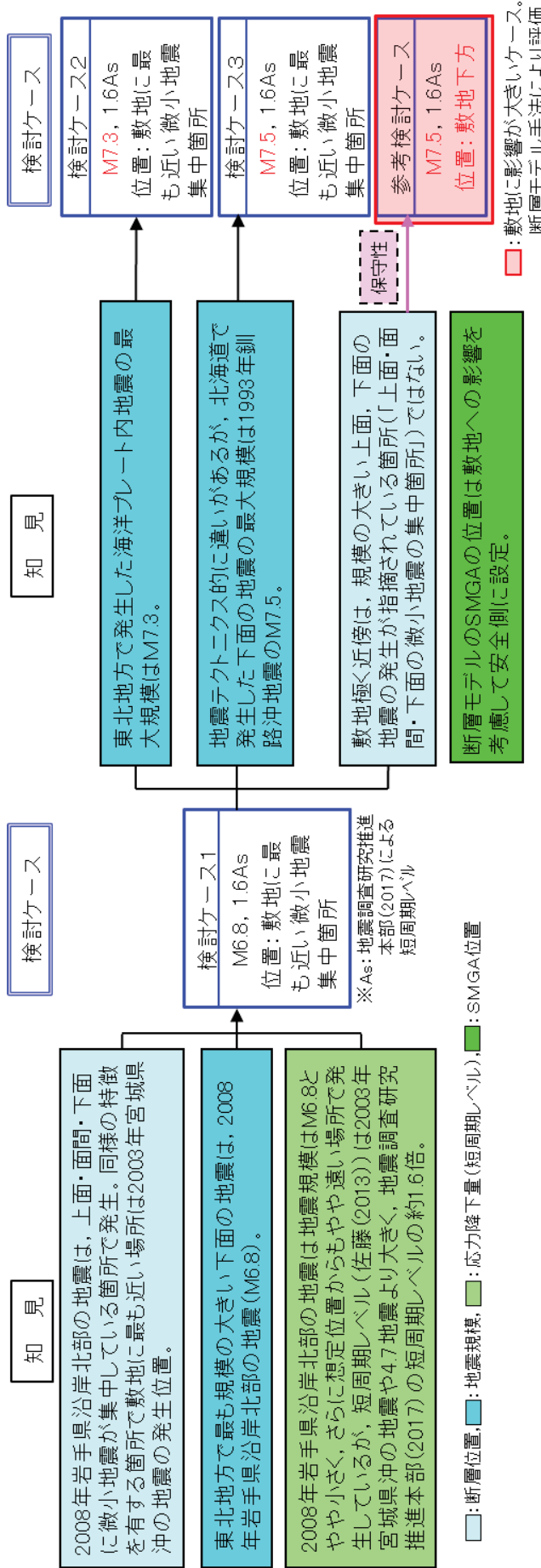
※SMGA：強震動生成域

2003年宮城県沖の地震：2003年5月26日宮城県沖の地震

4.7地震：2011年4月7日宮城県沖の地震

第5.5-1図(4) 海洋プレート内地震の検討対象地震の想定

二重深発地震面上面の地震(2003年5月26日宮城県沖型地震)

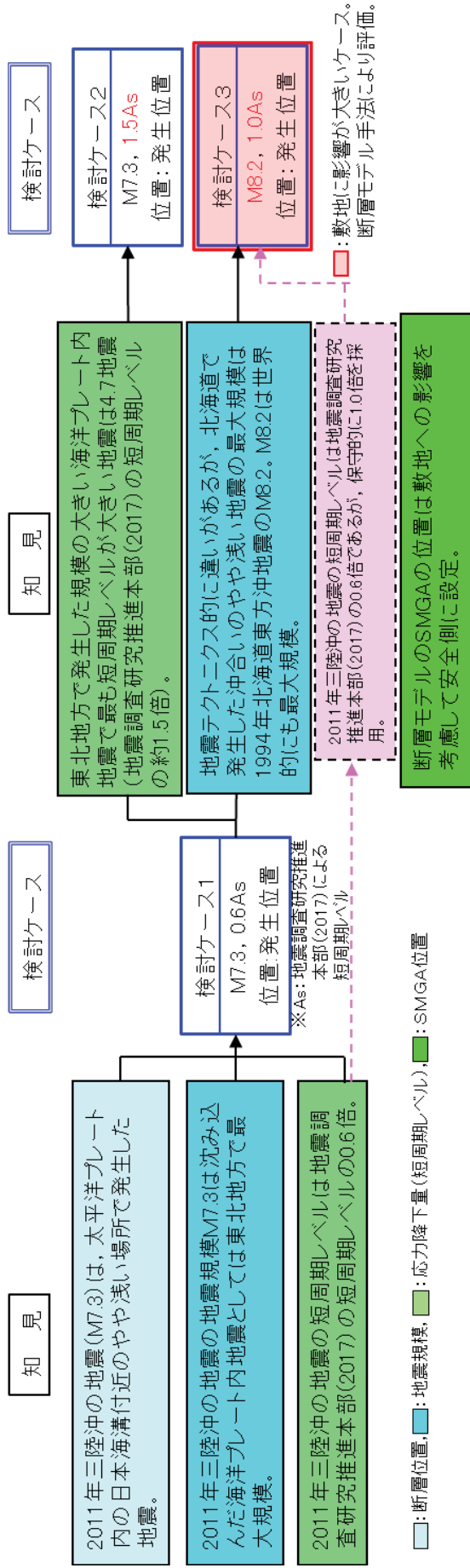


※SMGA：強震動生成域 佐藤（2013）⁽⁴⁶⁾

2008年岩手県沿岸北部の地震：2008年7月24日岩手県沿岸北部の地震

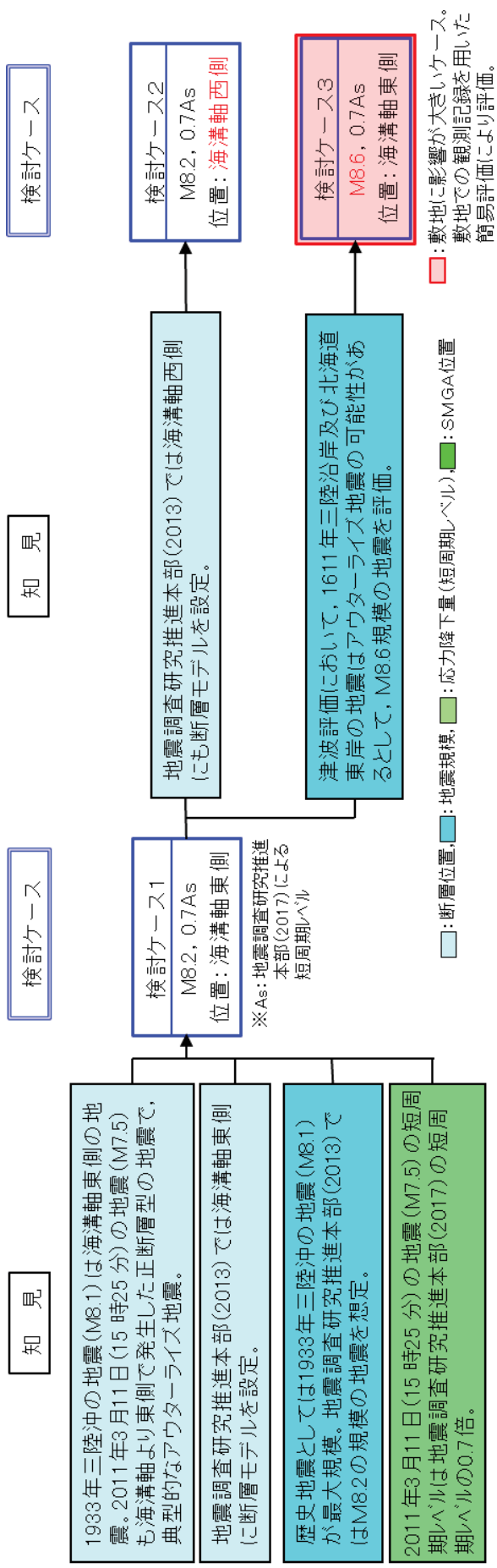
2003年宮城県沖の地震：2003年5月26日宮城県沖の地震 4.7地震：2011年4月7日宮城県沖の地震

第5.5-1図(5) 海洋プレート内地震の検討対象地震の想定
二重深発地震面下面の地震



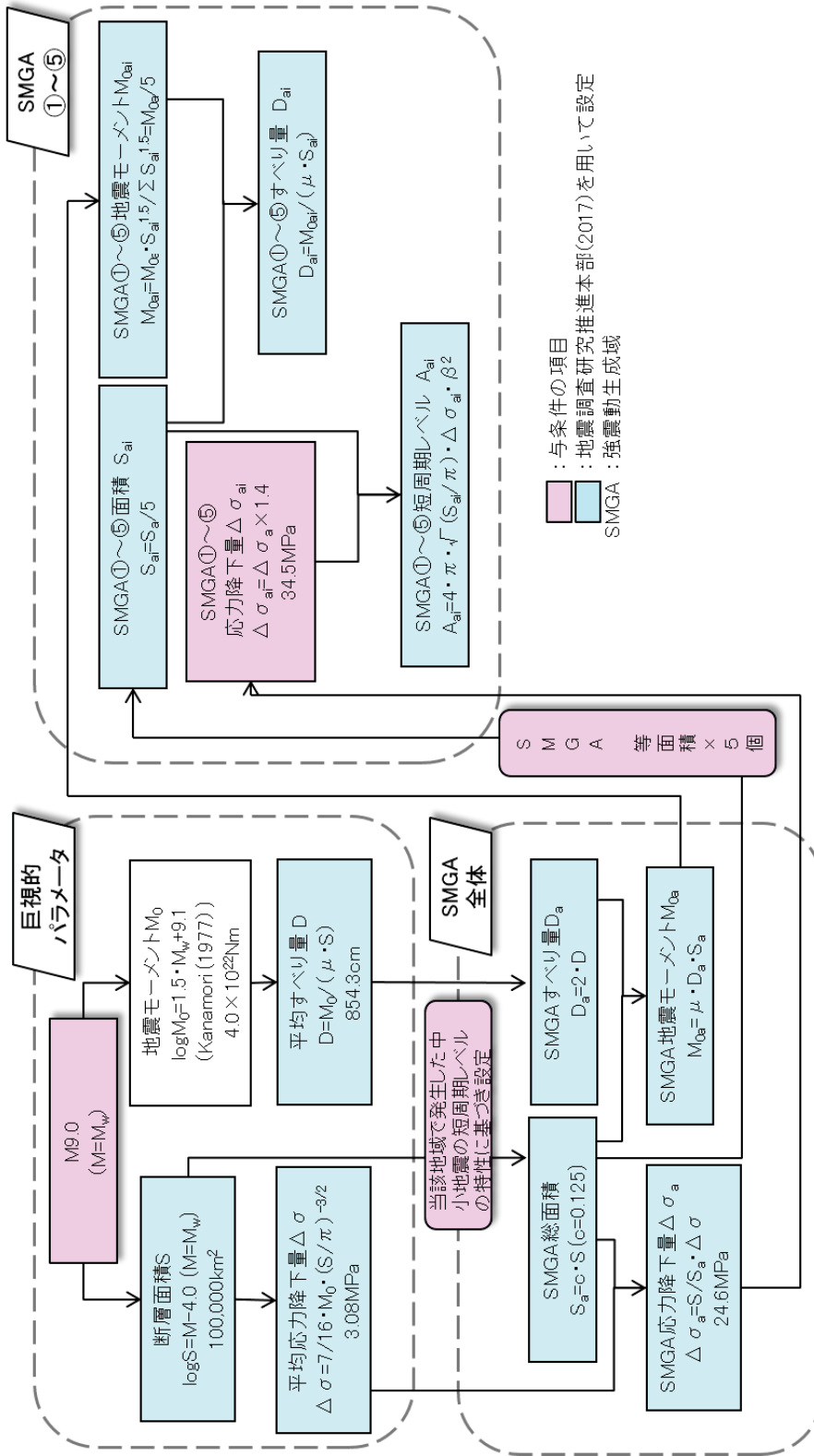
※SMGA：強震動生成域 2011年三陸沖の地震：2011年7月10日三陸沖の地震 4.7地震：2011年4月7日宮城県沖の地震

第 5.5-1 図(6) 海洋プレート内地震の検討対象地震の想定
沖合のやや浅い地震

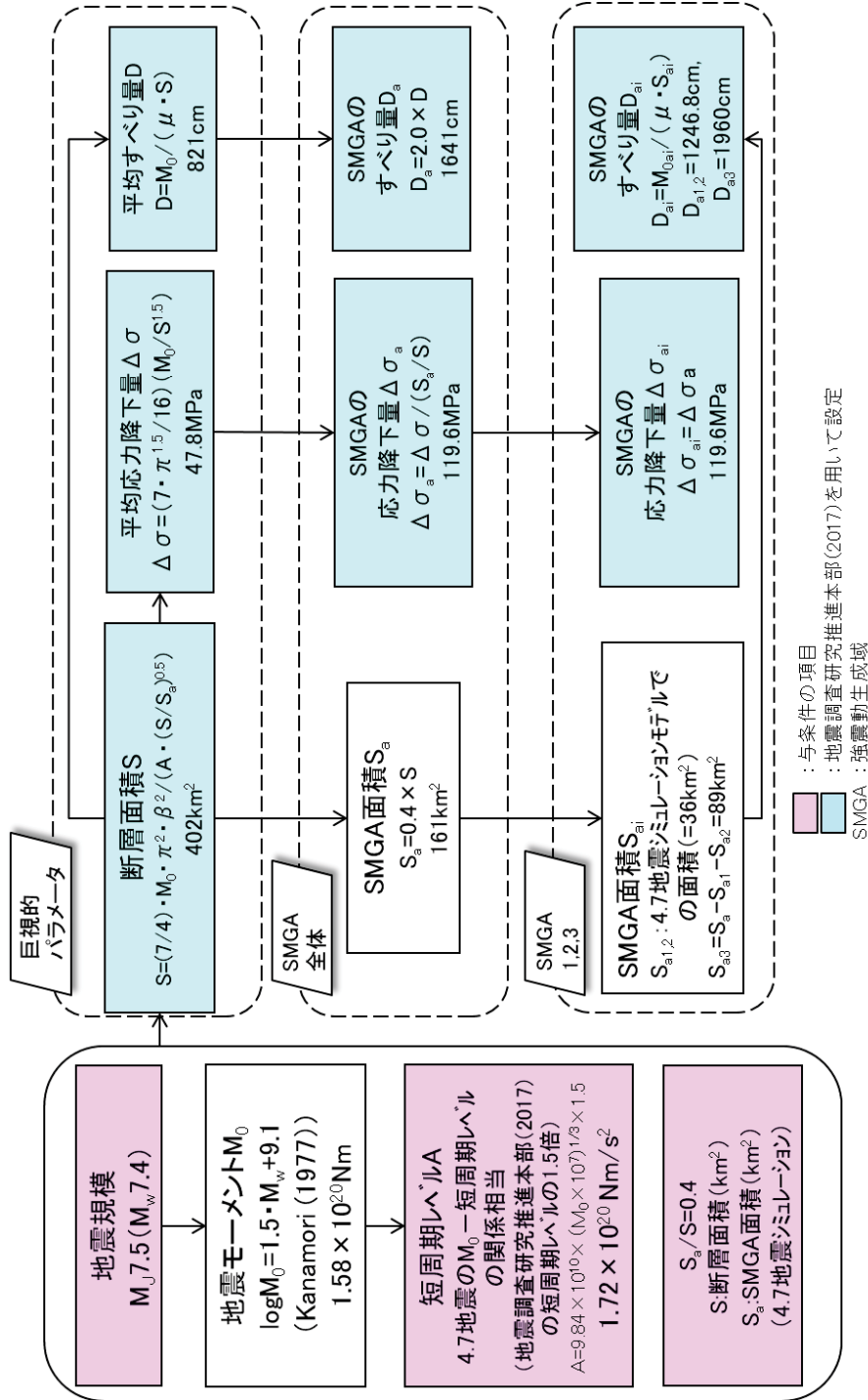


※SMGA：強震動生成域

第 5.5-1 図(7) 海洋プレート内地震の検討対象地震の想定
アウターライズ地震



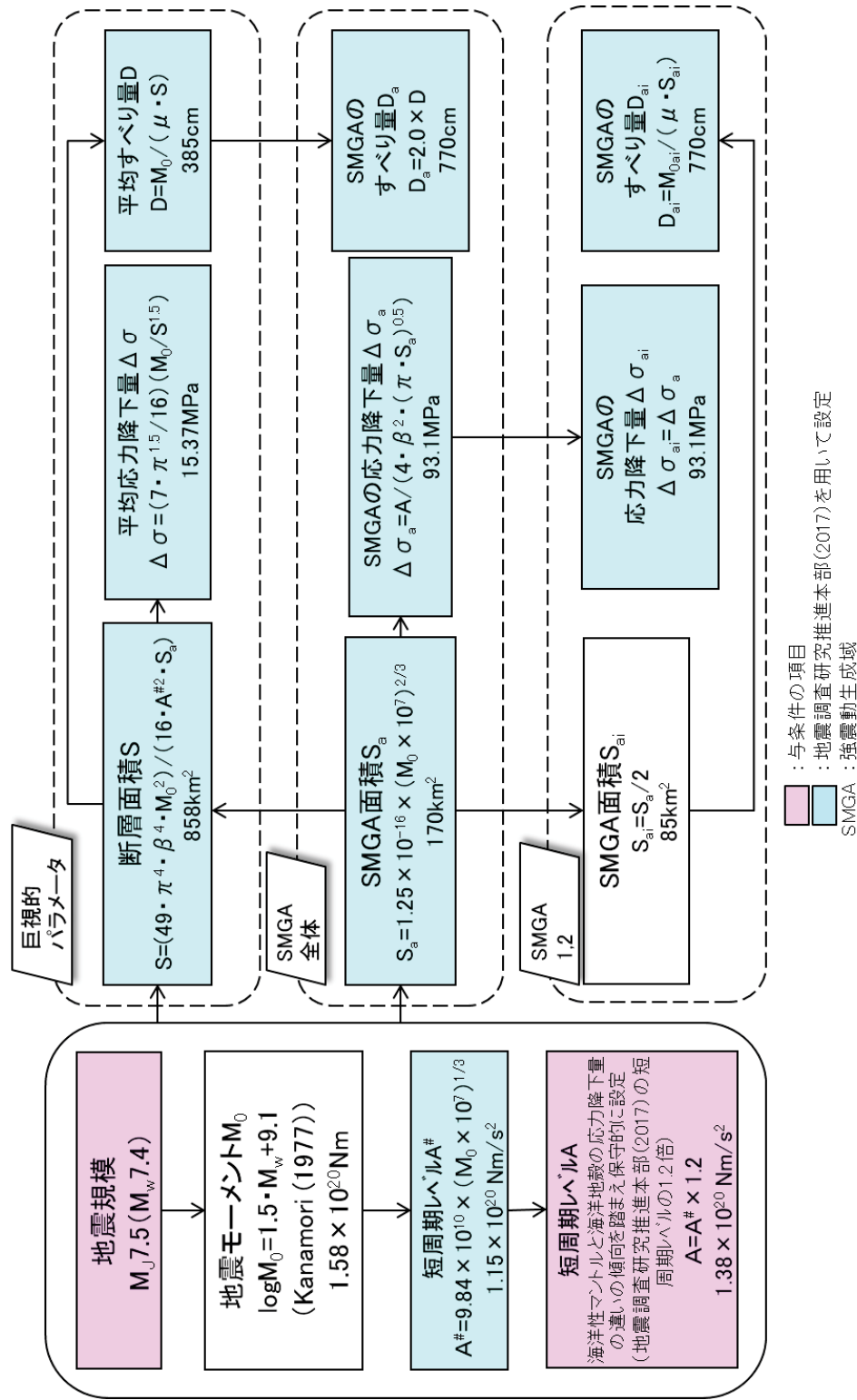
第 5.5-5 図(1) 2011 年東北地方太平洋沖型地震の断層モデル
基本ケース 断層パラメータ設定フロー



※4.7地震：2011年4月7日宮城県沖の地震

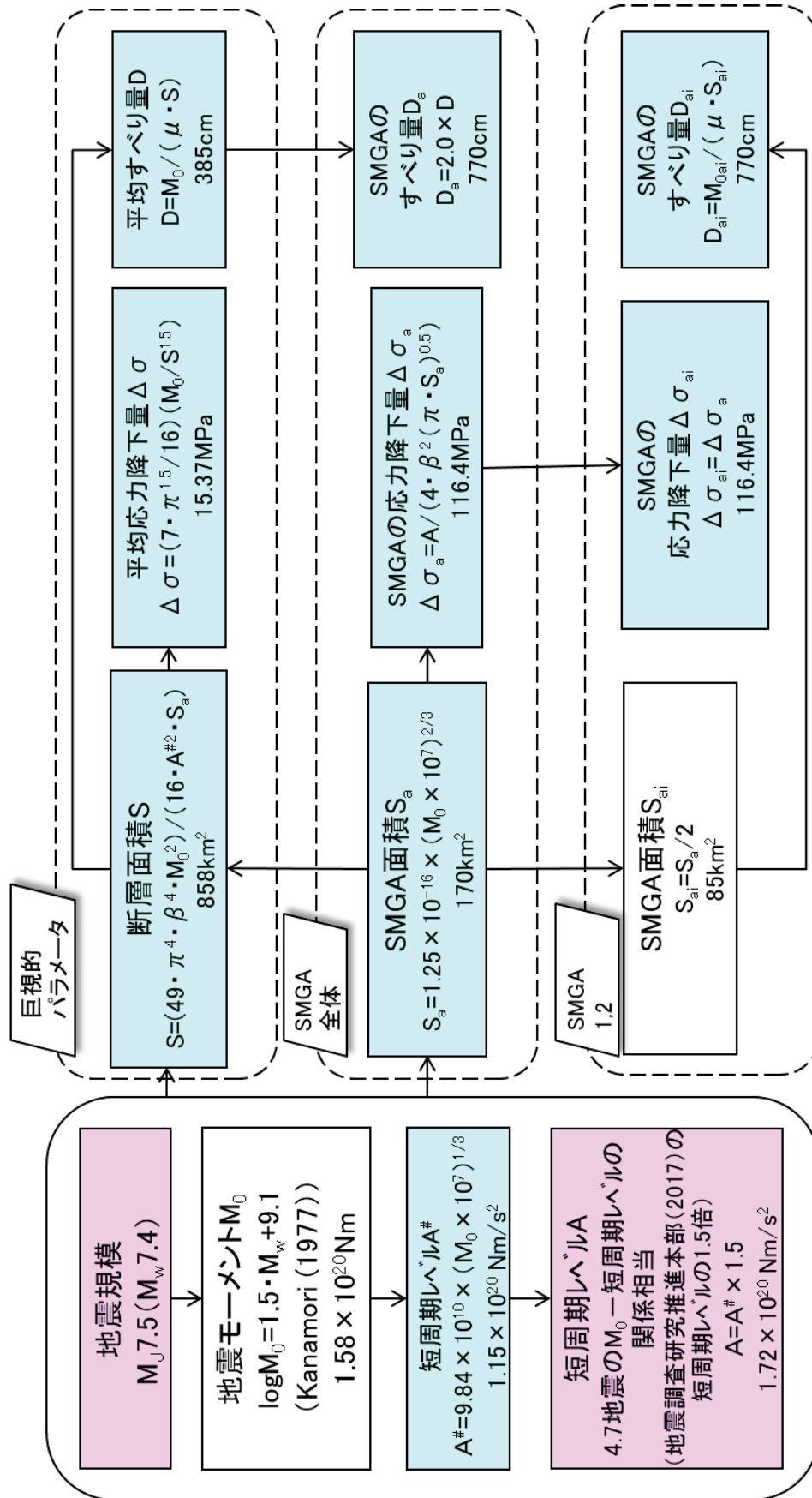
第5.5-11図(1) 2011年4月7日宮城県沖型地震の断層モデル

基本ケース，不確かさケース1 断層パラメータ設定フロー



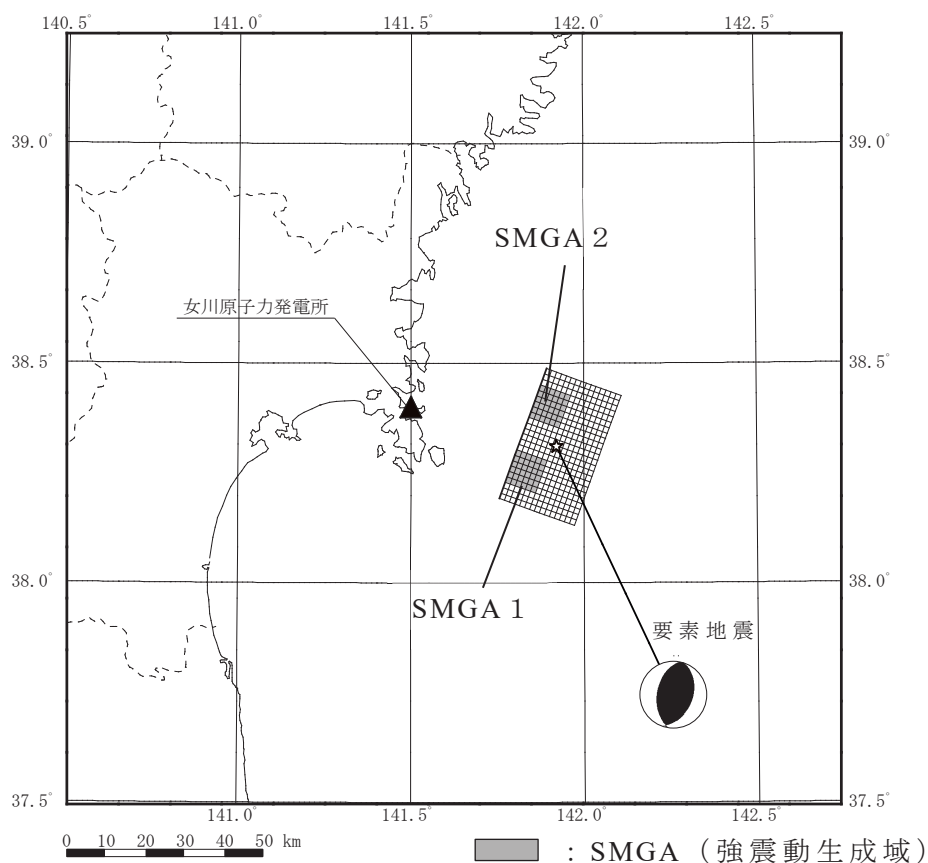
第 5.5-13 図 (1) 2011 年 4 月 7 日宮城県沖型地震の断層モデル

不確かさケース 2 断層パラメータ設定フロー



第 5.5-14 図(1) 2011 年 4 月 7 日宮城県沖型地震の断層モデル

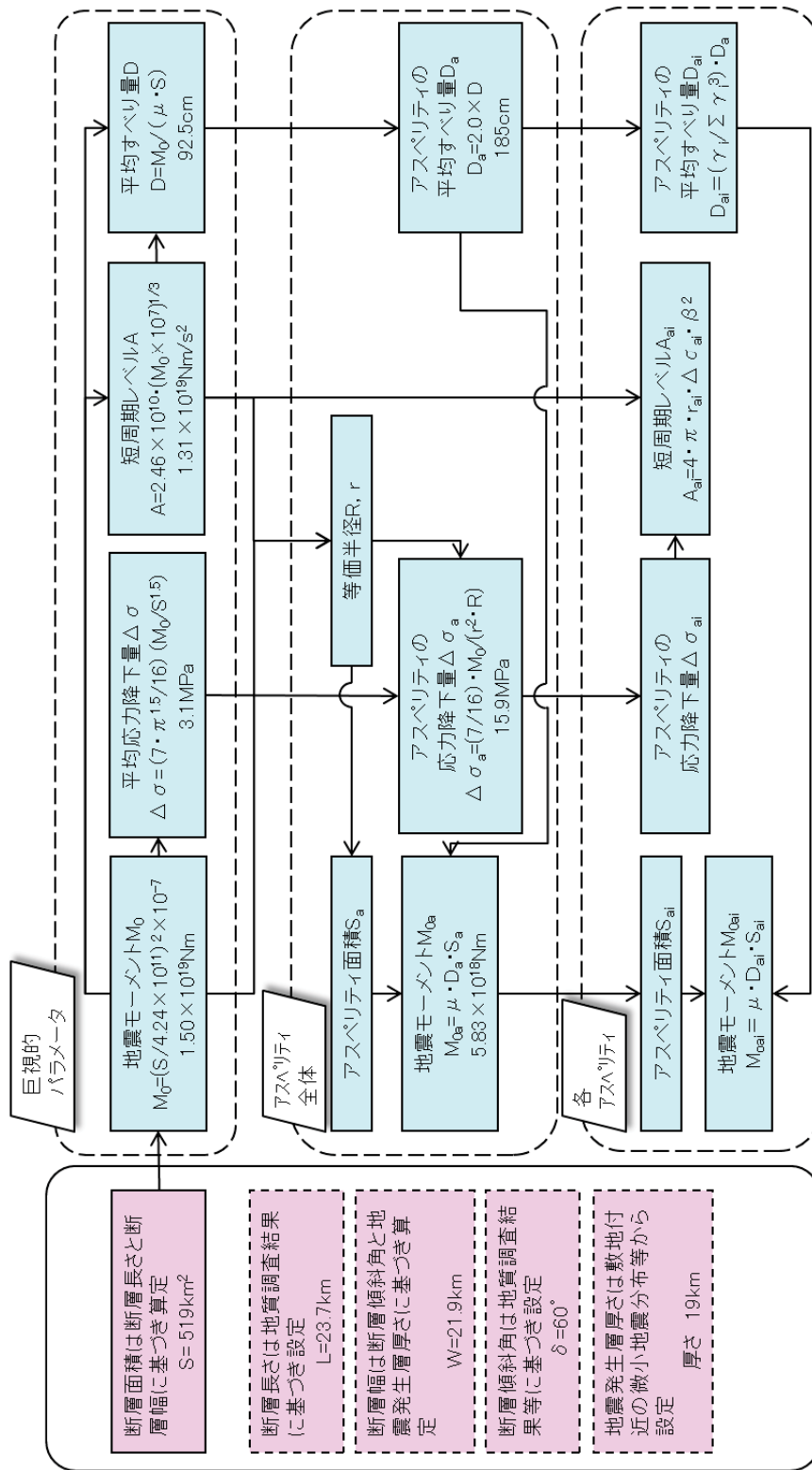
不確かさケース 3 断層パラメータ設定フロー



項目		設定値
発生日時		2012年3月30日 05時38分
気象庁マグニチュード		4.6
震源位置	北緯 (°)	38.312
	東経 (°)	141.921
震源深さ (km)		50
走向 (°)		190 ; 19
傾斜 (°)		48 ; 42
すべり角 (°)		84 ; 97
地震モーメント (N・m)		9.01×10^{15}
応力降下量 (MPa)		17.2

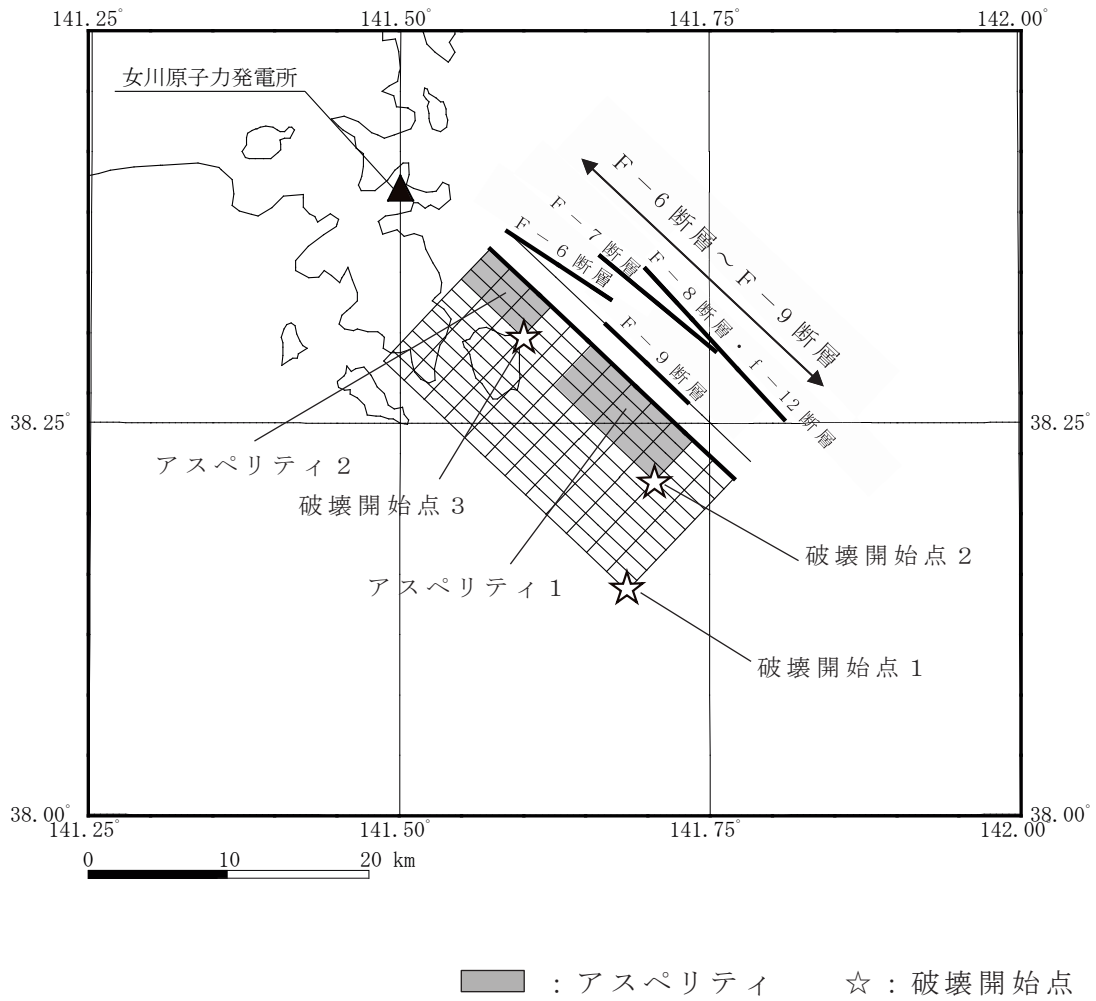
※地震諸元は気象庁⁽⁹⁾による。発震機構は F-net⁽⁷³⁾による。

第 5.5-16 図 2011 年 4 月 7 日宮城県沖型地震の不確かさケース 2 の断層モデルによる地震動評価に用いる要素地震

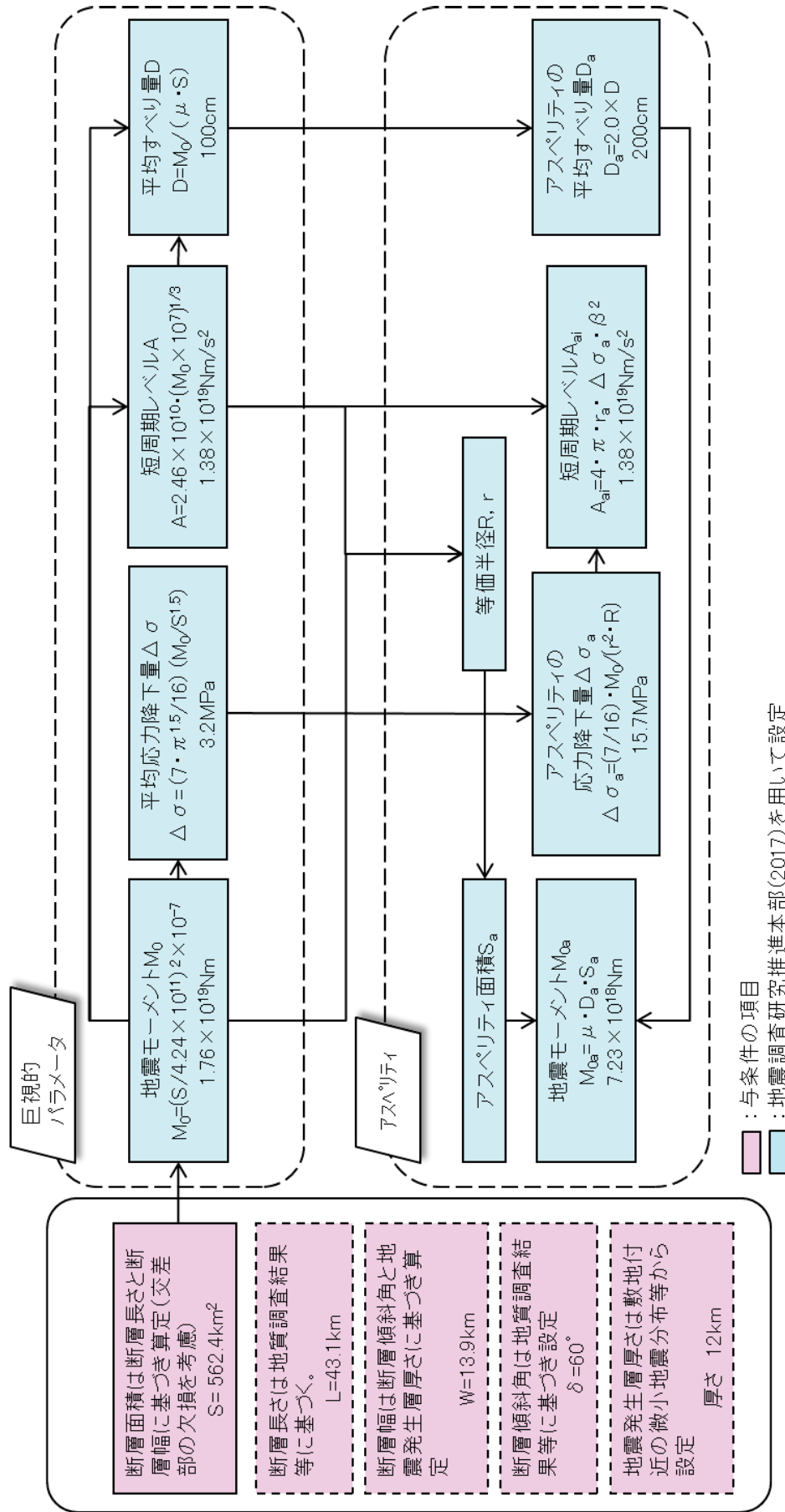


第 5.5-21 図(1) F-6 断層～F-9 断層による地震の断層モデル

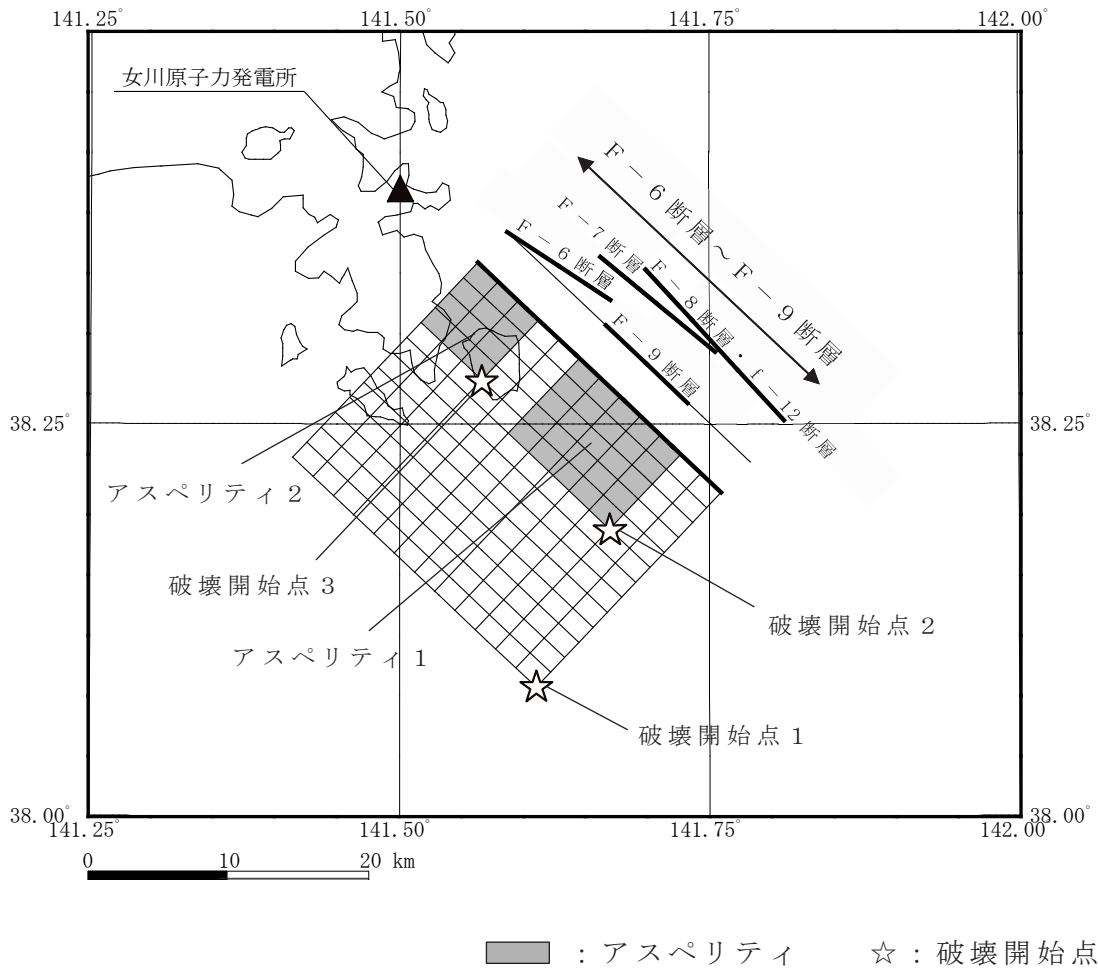
基本ケース 断層パラメータ設定フロー



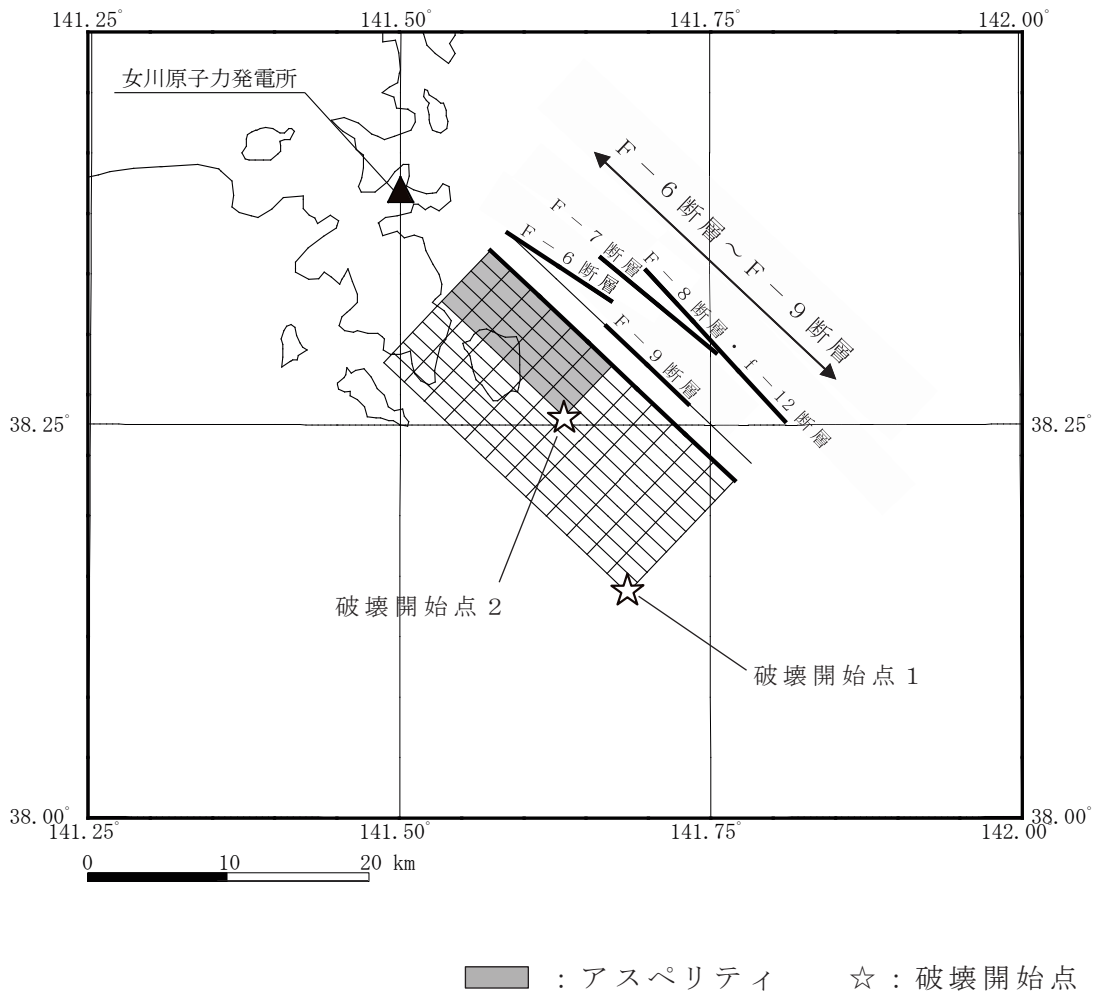
第 5.5-21 図(2) F-6 断層 ~ F-9 断層による地震の断層モデル
基本ケース, 不確かさケース 1



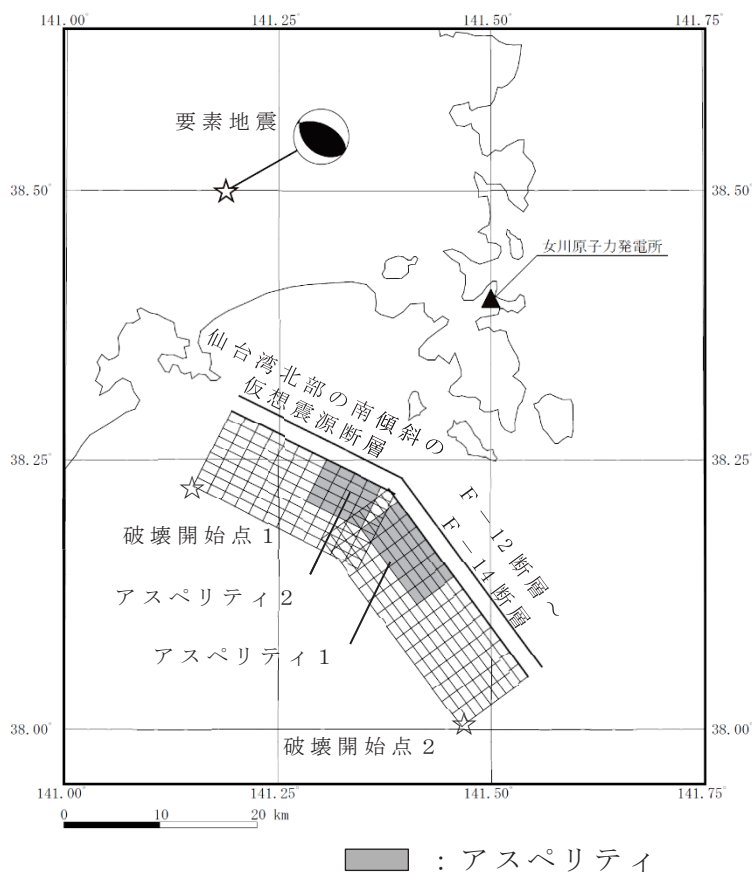
第 5.5-22 図 (1) 仙台湾の断層群による地震の断層モデル
基本ケース 断層パラメータ設定フロー



第 5.5-23 図 F-6 断層～F-9 断層による地震の断層モデル
不確かさケース 2



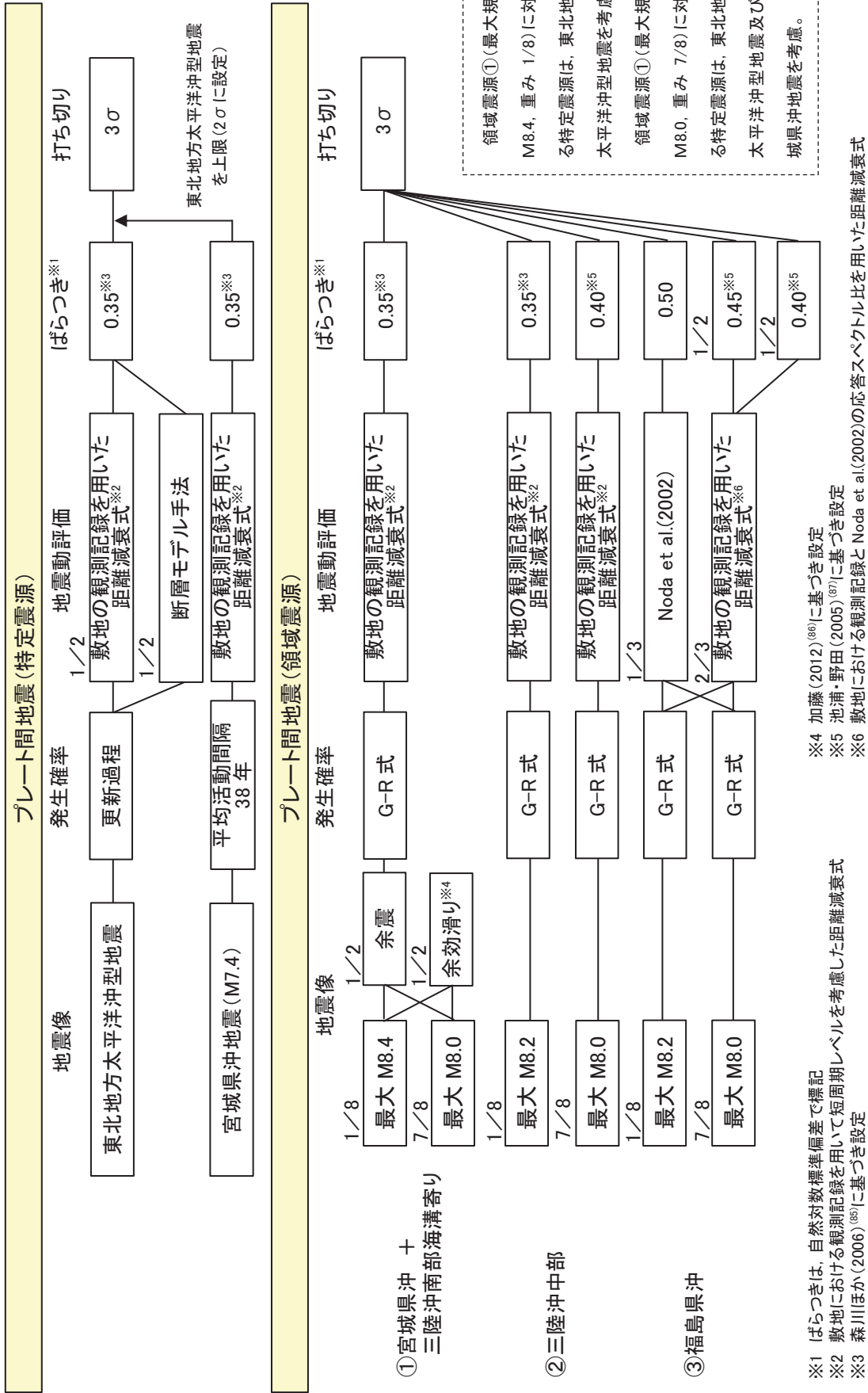
第 5.5-24 図 F-6断層~F-9断層による地震の断層モデル
不確かさケース 3



項目		設定値
発生日時		2003年7月26日 16時56分
気象庁マグニチュード		5.5
震源位置	北緯 (°)	38.4973
	東経 (°)	141.1930
震源深さ (km)		12.04
走向 (°)		296 ; 131
傾斜 (°)		52 ; 39
すべり角 (°)		81 ; 101
地震モーメント (N・m)		9.45×10^{16}
応力降下量 (MPa)		3.0

※地震諸元は気象庁⁽⁹⁾による。発震機構はF-net⁽⁷³⁾による。

第 5.5-31 図 仙台湾の断層群による地震の地震動評価に用いる要素地震



第 5.5-58 図(1) ロジックツリー (プレート間地震)

※1 ばらつきは、自然対数標準偏差で標記
 ※2 敷地における観測記録を用いて短周期レベルを考慮した距離減衰式
 ※3 森川ほか(2006)⁽⁶⁵⁾に基づき設定

※4 加藤(2012)⁽⁶⁶⁾に基づき設定
 ※5 池浦・野田(2005)⁽⁶⁷⁾に基づき設定
 ※6 敷地における観測記録と Noda et al.(2002)の応答スペクトル比を用いた距離減衰式

頁	行	補正前	補正後
6-6-2	下1	2.8~3.3m_	2.8~3.3m (痕跡高)
6-6-3	下12	以上から、_敷地付近で	以上から、敷地周辺に影響を及ぼしたと考えられる津波は、869年の津波、1611年の津波、1896年明治三陸地震津波、1933年昭和三陸地震津波及び2011年東北地方太平洋沖地震に伴う津波の5つの津波であり、敷地付近で
6-6-3	下5	6.1m_	6.1m (痕跡高)
6-6-3	下4~下3	T. P. +3.3m_	T. P. +3.3m (痕跡高)
6-6-7	下2	869年の津波_	869年の津波の規模
6-6-9		(記載変更)	別紙6-6-1に変更する。
6-6-14	上1	6.4.3 プレート間地震に起因する津波_	6.4.3 プレート間地震に起因する津波の検討
6-6-24	下1	超大すべり域_については、	超大すべり域のすべり量及び面積については、
6-6-25	上2	超大すべり域の面積_よりも大きい面積_を	超大すべり域の面積比率よりも大きい面積比率を
6-6-25	上2~上3	杉野ほか(2014)を参考に_設定した。_設定した特性化モデル	杉野ほか(2014)を参考に、_すべり量については平均すべり量の3倍(超大すべり域)、1.4倍(大すべり域)、0.33倍(背景領域)に設定し、面積比率については全体面積の15%(超大すべり域)、25%(大すべり域)、60%(背景領域)となるように設定した。ライズタイムについては、国内外で発生した巨大地震の破壊伝播特性に関する知見及び相田(1986) ⁽⁸²⁾ によるM8クラスの地震を対象

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
6-6-25 ～ 6-6-26	下1 ～ 上8	<p>大すべり域・超大すべり域は、国内外の巨大地震の解析事例の調査に基づき大すべり域・超大すべり域のすべり量及び全体面積に占める面積比率を示している内閣府(2012b)を参考に設定した。大すべり域・超大すべり域の面積は、震源の全体的な破壊の動きを捉えていると考えられる長周期観測地震動に基づいて推定されたWu et al. (2012)⁽⁸²⁾による震源断層モデルのすべり分布を参考に、杉野ほか(2013)、内閣府(2012b)に示されている面積比率よりも大きく設定した。</p>	<p>としたライズタイムを参考に設定した。設定した特性化モデル</p> <p>大すべり域・超大すべり域のすべり量及び面積については、国内外の巨大地震の解析事例の調査に基づきすべり量及び全体面積に占める面積比率を示している内閣府(2012b)を参考に、すべり量については基本すべり域のすべり量の4倍(超大すべり域)、2倍(大すべり域)に設定し、面積比率については全体面積の5%(超大すべり域)、15%(大すべり域)を基本とし、その上で、杉野ほか(2013)で津波波源モデルの検証に引用している長周期観測地震動に基づいて推定されたWu et al. (2012)⁽⁸³⁾による震源断層モデルのすべり分布(大すべり域の形状)との比較から、内閣府(2012b)に示されている面積比率よりも大きく設定した。</p>
6-6-26	上11	調整した。設定した特性化モデル	調整した。ライズタイムについては、国内外で発生した巨大地震の破壊伝播特性に関する知見及び相田(1986)によるM8クラスの地震を対象としたライズタイムを参考に設定した。設定した特性化モデル
6-6-28	上4	地震調査研究推進本部(2009) ⁽⁸³⁾	地震調査研究推進本部(2017) ⁽⁸⁴⁾

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
6-6-28	上9～上10	Fujii and Satake (2007) ⁽⁸⁴⁾ 及びLorito et al. (2011) ⁽⁸⁵⁾	Fujii and Satake (2007) ⁽⁸⁵⁾ 及びLorito et al. (2011) ⁽⁸⁶⁾
6-6-28	下5と下4の間	(記載追加)	なお、東北地方太平洋沖型の地震に起因する津波の評価は、地震調査研究推進本部(2019)が想定している地震規模及び波源域を包含しており、津波評価への影響はない。
6-6-29	上1	Polet and Kanamori (2009) ⁽⁸⁶⁾	Polet and Kanamori (2009) ⁽⁸⁷⁾
6-6-29	上4	土木学会 (2009) ⁽⁸⁷⁾	土木学会 (2009) ⁽⁸⁸⁾
6-6-29	上7	Murotani et al. (2013) ⁽⁸⁸⁾	Murotani et al. (2013) ⁽⁸⁹⁾
6-6-29	下3	土木学会 (2002, 2016) ^{(89) (33)}	土木学会 (2002, 2016) ^{(90) (33)}
6-6-30 6-6-31	下1 と 上1の間	(記載追加)	なお、地震調査研究推進本部(2019)では、青森県東方沖から房総沖にかけての海溝寄りの領域で過去に発生した地震(1611年・1677年・1896年・2011年)のM _t 等を参考にM _t 8.6～9.0の地震を想定しているが、津波地震である場合、M _i はM _t より小さいとしている。津波地震に起因する津波の評価は、過去に発生した地震の地震規模を上回る基準断層モデルを設定し、さらに波源特性の不確かさを考慮していることから、地震調査研究推進本部(2019)の想定を包含しており、津波評価への影響はない。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
6-6-31	上6～上7	Alvarez-Gomez et al. (2012) ⁽⁹⁰⁾	Alvarez-Gomez et al. (2012) ⁽⁹¹⁾
6-6-31	上9～上10	Lay et al. (2011) ⁽⁹¹⁾	Lay et al. (2011) ⁽⁹²⁾
6-6-32 6-6-33	下1 と 上1の間	(記載追加)	なお、地震調査研究推進本部(2019)では、青森県東方沖から房総沖の海溝軸の外側の領域でM8.2前後の地震を想定している。海洋プレート内地震に起因する津波の評価は、地震調査研究推進本部(2019)の想定を包含しており、津波評価への影響はない。
6-6-33	下7	武村(1998) ⁽⁹²⁾	武村(1998) ⁽⁹³⁾
6-6-33	下5	阿部(1989) ⁽⁹³⁾	阿部(1989) ⁽⁹⁴⁾
6-6-34	上5～上6	(防災科学技術研究所(2009) ⁽⁹⁴⁾ , 日本地すべり学会東北支部(1992) ⁽⁹⁵⁾)	(防災科学技術研究所(2009) ⁽⁹⁵⁾ , 日本地すべり学会東北支部(1992) ⁽⁹⁶⁾)
6-6-34	上7	徳山ほか(2001) ⁽⁹⁶⁾	徳山ほか(2001) ⁽⁹⁷⁾
6-6-34	下11～下10	産業技術総合研究所(2013a) ⁽⁹⁷⁾ , JAMSTEC(2014) ⁽⁹⁸⁾	産業技術総合研究所(2013a) ⁽⁹⁸⁾ , JAMSTEC(2014) ⁽⁹⁹⁾
6-6-34	下2	小平ほか(2012) ⁽⁹⁹⁾	小平ほか(2012) ⁽¹⁰⁰⁾
6-6-35	上3	藤本(2005) ⁽¹⁰⁰⁾ , JAMSTEC(2011) ⁽¹⁰¹⁾	藤本(2005) ⁽¹⁰¹⁾ , JAMSTEC(2011) ⁽¹⁰²⁾
6-6-35	上5	Watts et al. (2005) ⁽¹⁰²⁾	Watts et al. (2005) ⁽¹⁰³⁾
6-6-35	下12～下11	渡邊ほか(2007) ⁽¹⁰³⁾	渡邊ほか(2007) ⁽¹⁰⁴⁾
6-6-35	下6～下5	大島ほか(1985) ⁽¹⁰⁴⁾ , 藤岡・平(1987) ⁽¹⁰⁵⁾	大島ほか(1985) ⁽¹⁰⁵⁾ , 藤岡・平(1987) ⁽¹⁰⁶⁾

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
6-6-35	下1	Moore et al. (1989) ⁽¹⁰⁶⁾	Moore et al. (1989) ⁽¹⁰⁷⁾
6-6-36	下6	Papadopoulos and Kortekaas (2003) ⁽¹⁰⁷⁾	Papadopoulos and Kortekaas (2003) ⁽¹⁰⁸⁾
6-6-37	上3～上4	海上保安庁 ⁽¹⁰⁸⁾ 及び産業技術総合研究所 (2013b) ⁽¹⁰⁹⁾	海上保安庁 ⁽¹⁰⁹⁾ 及び産業技術総合研究所 (2013b) ⁽¹¹⁰⁾
6-6-38		(記載変更)	別紙6-6-2に変更する。
6-6-39	上3～上4	<u>重要な安全機能を有する施設の設置された敷地</u>	<u>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画が設置された敷地</u>
6-6-39	下11と下10の間	(記載追加)	なお、各地震に伴う津波で敷地に最も影響がある津波波源位置は、港湾部の防波堤の有無で変わることはなく、基準津波評価への影響はない。
6-6-40		(記載変更)	別紙6-6-3に変更する。
6-6-41	下3	- <u>3.55m</u>	- <u>3.30m</u>
6-6-41	下2	O. P. - <u>3.7m</u>	O. P. - <u>3.5m</u>
6-6-43	上2	日本原子力学会 (2012) ⁽¹¹⁰⁾ , 土木学会 (2011, 2016) ^{(111) (33)}	日本原子力学会 (2012) ⁽¹¹¹⁾ , 土木学会 (2011, 2016) ^{(112) (33)}
6-6-45	下2	O. P. - <u>3.7m</u>	O. P. - <u>3.5m</u>
6-6-46	上5～上6	O. P. +23.1mである。 <u>重要な安全機能を有する設備を内包する建屋はO. P. +13.8mの敷地に設置</u>	O. P. +23.1mである。O. P. +13.8mの敷地には、 <u>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画が設置</u>
6-6-47	上3	藤井ほか (1998) ⁽¹¹³⁾ 及び高橋ほか (1999) ⁽¹¹⁴⁾	藤井ほか (1998) ⁽¹¹⁴⁾ 及び高橋ほか (1999) ⁽¹¹⁵⁾

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
6-6-49	上10～上11	第43巻 pp. 513-525	第43巻, pp. 513-525
6-6-59 ～ 6-6-63		(記載変更)	別紙6-6-4に変更する。
6-6-101		第6.8-1表 最大水位変化 (地震に起因する津波, 地震以外に起因する津波, 地震と地震以外に起因する津波の組合せ)	別紙6-6-5に変更する。
6-6-102		第6.8-2表 最大水位変化 (地震に起因する津波, 地震以外に起因する津波, 地震と地震以外に起因する津波の組合せ)	別紙6-6-6に変更する。
6-6-103		第6.10-1表 海底地形変化の数值シミュレーションの手法及び計算条件	別紙6-6-7に変更する。
6-6-106		第6.10-4表 海水ポンプ室における砂の堆積の数值シミュレーションの手法及び計算条件	別紙6-6-8に変更する。
6-6-115		第6.3-2図(1) 計算領域とその水深及び格子分割 (2011年東北地方太平洋沖地震に伴う津波の再現解析用)	別紙6-6-9に変更する。
6-6-116		第6.3-2図(2) 計算領域とその水深及び格子分割 (1611年の津波(津波地震, 正断層型の地震), 1896年明治三陸地震津波, 1933年昭和三陸地震津波の再現解析用)	別紙6-6-10に変更する。
6-6-123		第6.4-1図 計算領域とその水深及び格子分割	別紙6-6-11に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
6-6-151		第6.9-1図 検討対象とした津波発生領域	別紙6-6-12に変更する。
6-6-152		第6.9-2図(1) 津波発生モデルのロジックツリー (津波地震：JTT)	別紙6-6-13に変更する。
6-6-152		第6.9-2図(2) 津波発生モデルのロジックツリー (海洋プレート内の正断層型地震：JTNR)	別紙6-6-14に変更する。
6-6-153		第6.9-2図(3) 津波発生モデルのロジックツリー (十勝沖・根室沖の連動地震：①単独)	別紙6-6-15に変更する。
6-6-155		第6.9-3図 津波高さ推定に関するロジックツリー	別紙6-6-16に変更する。
6-6-158		第6.10-2図(1) 砂移動評価結果 (基準津波(水位上昇側), 高橋ほか(1999) ⁽¹¹⁴⁾ の手法, 浮遊砂濃度上限値1%)	別紙6-6-17に変更する。
6-6-158		第6.10-2図(2) 砂移動評価結果 (基準津波(水位下降側), 高橋ほか(1999) ⁽¹¹⁴⁾ の手法, 浮遊砂濃度上限値1%)	別紙6-6-18に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

6.3 既往津波の再現性の確認

6.3.1 対象津波

敷地に与える影響が大きいと想定される地震に起因する津波を対象とすることとし、2011年東北地方太平洋沖地震に伴う津波に加え、1611年の津波、1896年明治三陸地震津波及び1933年昭和三陸地震津波を選定した。

1611年の津波についてはプレート間地震における津波地震と海洋プレート内地震における正断層型の地震の波源モデルが提案されていることから、両方について検討を行うこととした。

なお、869年の津波については、内陸に位置する津波堆積物による津波高の記録はあるが、沿岸域の記録はない。また、869年の津波の波源域は、第6.2-1図のとおり、2011年東北地方太平洋沖地震に伴う津波の波源域に包含されることから、再現性の確認は、2011年東北地方太平洋沖地震に伴う津波で代表した。

検討対象とした各波源モデルの位置及び諸元を第6.3-1図に示す。

6.7 津波発生要因の組み合わせの検討

「6.4 地震に起因する津波の検討」、「6.5 地すべり等に起因する津波の検討」及び「6.6 火山現象に起因する津波の検討」の評価を踏まえ、津波発生要因の組み合わせについて検討した。

地震以外に起因する津波について文献調査及び数値シミュレーション等から敷地への影響は小さいことを確認するとともに、「6.4.3.1 東北地方太平洋沖型の地震に起因する津波の検討」において、杉野ほか（2013）の知見を参考に、短周期の波を発生させる要因と考えられる未知なる海底地すべりが存在する可能性を考慮した基準断層モデル③を設定していることから、地震に起因する津波と地震以外に起因する津波の組み合わせの必要はないと評価した。

基準津波（水位下降側）の波源モデルを第 6.8-4 図に，最大水位下降量分布及び 2 号炉取水口前面における水位時刻歴波形を第 6.8-5 図に示す。また，東北地方太平洋沖型の地震，津波地震及び海洋プレート内地震の 2 号炉取水口前面最大ケース（水位下降側）の比較を第 6.8-6 図に示す。

なお，各地震に伴う津波で敷地に最も影響がある津波波源位置は，港湾部の防波堤の有無で変わることはなく，基準津波評価への影響はない。

基準津波の津波波源は，仙台平野及び石巻平野で数多く津波堆積物が確認されている 869 年の津波の規模とほぼ同等，もしくは上回っている 2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う津波を参考に基準断層モデルを設定し，さらに超大すべり域の位置や波源特性の不確かさを考慮している。このことから，基準津波は，地質学的証拠及び歴史記録等から推定される津波の規模を上回っている。

また，基準津波は，2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う津波の津波波形等をインバージョンした内閣府（2012a）による波源モデルから得られた知見を踏まえた基準断層モデルを設定し，さらに超大すべり域の位置や波源特性の不確かさを考慮している。このことから，基準津波による敷地及び敷地近傍の津波高さは，行政機関による既往評価を上回っている。

なお，発電所が立地する宮城県では，2011 年東北地方太平洋沖地震から得られた知見を踏まえた津波想定は行っていない。

会第 12 会合，参考資料 1

- (79) Satake, K., Y. Fujii, T. Harada, and Y. Namegaya (2013) :
Time and Space Distribution of Coseismic Slip of the
2011 Tohoku Earthquake as Inferred from Tsunami Waveform
Data, Bulletin of the Seismological Society of America,
Vol.103, No.2B, pp.1473-1492
- (80) 杉野英治・呉長江・是永眞理子・根本信・岩渕洋子・蛭沢勝三
(2013) : 原子力サイトにおける 2011 東北地震津波の検証，
日本地震工学会論文集，第 13 巻，第 2 号（特集号），pp.2_2
-2_21
- (81) 内閣府 (2012b) : 南海トラフの巨大地震による震度分布・津波
高について（第一次報告），南海トラフの巨大地震モデル検討
会
- (82) 相田勇 (1986) : 津波波源の推定，水工学シリーズ 86-B-2，
pp.1-17
- (83) Wu, C., H. Tsutsumi, H. Si, and Y. Saijo (2012) : Rupture
Process of the 2011 Mw9.0 Tohoku Earthquake And Strong
Motion Simulation from the Viewpoint of NPP Seismic
Design, 15th World Conference on Earthquake Engineering
- (84) 地震調査研究推進本部 (2017) : 震源断層を特定した地震の強
震動予測手法（「レシピ」）
- (85) Fujii, Y. and K. Satake (2007) : Tsunami Source of the
2004 Sumatra-Andaman Earthquake Inferred from Tide Gauge
and Satellite Data, Bulletin of the Seismological
Society of America, Vol.97, No.1A, pp.S192-S207

- (86) Lorito, S., F. Romano, S. Atzori, X. Tong, A. Avallone, J. McCloskey, M. Cocco, E. Boschi, and A. Piatanesi (2011) : Limited overlap between the seismic gap and coseismic slip of the great 2010 Chile earthquake, *Nature Geoscience*, Vol.4, pp.173–177
- (87) Polet, J. and H. Kanamori(2009) : Tsunami Earthquakes, *Encyclopedia of Complexity and Systems Science*
- (88) 社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価部会 (2009) : 確率論的津波ハザード解析の方法 (案)
- (89) Murotani, S., K. Satake, and Y. Fujii (2013) : Scaling relations of seismic moment, rupture area, average slip, and asperity size for $M\sim 9$ subduction-zone earthquakes, *Geophysical Research Letters*, Vol.40, pp.1–5
- (90) 社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価部会 (2002) : 原子力発電所の津波評価技術
- (91) Alvarez-Gomez, J., O. Q. Gutierrez Gutierrez, I. Aniel-Quiroga, and M. Gonzalez (2012) : Tsunamigenic potential of outer-rise normal faults at the Middle America trench in Central America, *Tectonophysics* 574–575, pp.133–143
- (92) Lay, T., C. J. Ammon, H. Kanamori, M. J. Kim, and L. Xue (2011) : Outer trench-slope faulting and the 2011 Mw 9.0 off the Pacific coast of Tohoku Earthquake, *Earth Planets Space*, Vol.63, pp.713–718
- (93) 武村雅之 (1998) : 日本列島における地殻内地震のスケーリン

グ則－地震断層の影響および地震被害との関連－, 地震第2輯,
第51巻, pp. 211－228

- (94) 阿部勝征 (1989) : 地震と津波のマグニチュードに基づく津波
高の予測, 地震研究所彙報, Vol. 64, pp. 51－69
- (95) 防災科学技術研究所 (2009) : 地すべり地形分布図 第40集
「一関・石巻」, 防災科学技術研究所研究資料, 第325号
- (96) 日本地すべり学会東北支部 (1992) : 東北の地すべり・地すべ
り地形
- (97) 徳山英一・本座栄一・木村政昭・倉木真一・芦寿一郎・岡村行
信・荒戸裕之・伊藤康人・徐垣・日野亮太・野原壮・阿部寛信・
坂井眞一・向山建二郎 (2001) : 日本周辺海域中新世最末期以
降の構造発達史, 海洋調査技術, Vol. 13 (1), pp. 27－53
- (98) 産業技術総合研究所 (2013a) : 高分解能音波探査断面データベ
ース (3.5kHz SBP), 宮城・福島沖 (GH812, 813)
(https://gbank.gsj.jp/sbp_db/812-3html/PAGES/812-3.html)
- (99) J A M S T E C (2014) : データ検索ポータル
(<http://www.godac.jamstec.go.jp/dataportal/>)
- (100) 小平秀一・富士原敏也・中村武史 (2012) : 2011年東北地方太
平洋沖地震 : 海底地形データから明らかにされた海底変動,
地質学雑誌, 第118巻, 第9号, pp. 530－534
- (101) 藤本博巳 (2005) : 深海調査研究船「かいれい」KR05－07 調
査航海三陸沖日本海溝周辺海域クルーズレポート
- (102) J A M S T E C (2011) : R/V Kairei Cruise Report KR11-05
Leg2, Seismic study in the Nihon kaiko region
- (103) Watts, P., S. T. Grilli, M. ASCE, D. R. Tappin and G.

- J. Fryer (2005) : Tsunami Generation by Submarine Mass Failure. II: Predictive Equations and Case Studies, Journal of Waterway, Port, Coastal, and Ocean Engineering, pp.298-310
- (104) 渡邊奈保子・田賀傑・西下厚志・河原木一・及川光弘・倉持幸志・泉紀明 (2007) : 第1鹿島海山および襟裳海山周辺海域における精密地殻構造探査 : DKr1 および ERr1 測線, 海洋情報部技報, Vol.25, pp.40-50
- (105) 大島章一・荻野卓司・桂忠彦・池田清・内田摩利夫・永野真男・林田政和・宗田賢二・春日茂・谷伸 (1985) : 第1鹿島海山の日本海溝陸側海溝斜面へのもぐり込み現象, 海上保安庁, 水路部研究報告, 第20号, pp.25-46
- (106) 藤岡換太郎・平朝彦 (1987) : 海山・島弧の衝突と付加テクトニクスー第一鹿島海山の衝突・付加ー, 月刊海洋科学, Vol.19, No.7
- (107) Moore, J. G., D. A. Clague, R. T. Holcomb, P. W. Lipman, W. R. Normark, and M. E. Torresan (1989) : Prodigious Submarine Landslides on the Hawaiian Ridge, Journal of Geophysical Research, Vol.94, No.B12, pp.17465-17484
- (108) Papadopoulos, G. A. and S. Kortekaas (2003) : Characteristics of Landslide Generated Tsunamis from Observational Data, Submarine Mass Movements and Their Consequences, Vol.19, pp.367-374
- (109) 海上保安庁 : 海域火山データベース
(<http://www1.kaiho.mlit.go.jp/GIJUTSUKOKUSAI/kaiikiDB/1>)

ist-2.html)

- (110) 産業技術総合研究所 (2013b) : 日本の火山 (第3版)
- (111) 一般社団法人日本原子力学会 (2012) : 日本原子力学会標準 原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準 : 2011
- (112) 社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価部会 (2011) : 確率論的津波ハザード解析の方法
- (113) 独立行政法人原子力安全基盤機構 (2014) : 確率論的手法に基づく基準津波策定手引き
- (114) 藤井直樹・大森政則・高尾誠・金山進・大谷英夫 (1998) : 津波による海底地形変化に関する研究, 海岸工学論文集, 第45巻, pp. 376-380
- (115) 高橋智幸・首藤伸夫・今村文彦・浅井大輔 (1999) : 掃流砂層・浮遊砂層間の交換砂量を考慮した津波移動床モデルの開発, 海岸工学論文集, 第46巻, pp. 606-610
- (116) 小林昭男・織田幸伸・東江隆夫・高尾誠・藤井直樹 (1996) : 津波による砂移動に関する研究, 海岸工学論文集, 第43巻, pp. 691-695
- (117) 千秋信一 (1967) : 発電水力演習, 学献社
- (118) 社団法人土木学会 (1999) : 水理公式集 [平成11年版]
- (119) 社団法人電力土木技術協会 (1995) : 火力・原子力発電所土木構造物の設計—増補改訂版—

第 6.8-1 表 最大水位変化

(地震に起因する津波, 地震以外に起因する津波, 地震と地震以外に起因する津波の組合せ)

水位上昇側 (最大水位上昇量)

上段 最大水位上昇量, []: 地殻変動量 (+: 隆起, -: 沈下)
 下段 最大水位上昇量に地震に伴う沈下量を考慮した相対的な津波水位

(単位: m)

発生要因	種別	波源モデル	敷地 前面	1号炉 取水口 前面	2号炉 取水口 前面	3号炉 取水口 前面	1号炉 放水口 前面	2・3号炉 放水口 前面	
地震	プレート間 地震	東北地方 太平洋沖 型の地震	基準断層モデル①	18.42 [-0.58]	17.33 [-0.58]	17.32 [-0.58]	17.15 [-0.58]	16.04 [-0.58]	16.20 [-0.58]
			基準断層モデル②	18.86 [-0.77]	17.03 [-0.77]	17.40 [-0.77]	17.55 [-0.77]	15.50 [-0.77]	15.34 [-0.77]
			基準断層モデル③	21.58 [-0.72]	18.85 [-0.72]	19.50 [-0.72]	19.60 [-0.72]	16.46 [-0.72]	17.16 [-0.72]
		津波地震	22.30	19.57	20.22	20.32	17.18	17.88	
		海洋プレート 内地震	正断層型の地震	21.82 [+0.03]	17.21 [+0.03]	17.61 [+0.03]	17.20 [+0.03]	14.39 [+0.03]	15.01 [+0.03]
		海域の活断層 による地殻内 地震	F-6断層~F-9断層	21.82 [-0.03]	17.21 [±0.00]	17.61 [-0.02]	17.20 [-0.03]	14.39 [-0.04]	15.01 [-0.03]
	地震 以外	地すべり及び斜面崩壊	発電所へ与える影響は極めて小さい						
		火山現象	発電所へ与える影響は極めて小さい						
		地震と地震以外に起因する津波の組合せ	地震以外に起因する津波が発電所へ与える影響は極めて小さいとともに、未知なる海底地すべりが存在する可能性を考慮した東北地方太平洋沖型の地震(基準断層モデル③)を設定していることから、評価の必要はない						

第 6.8-2 表 最大水位変化

(地震に起因する津波, 地震以外に起因する津波, 地震と地震以外に起因する津波の組合せ)

水位下降側 (最大水位下降量)

上段	最大水位下降量, []: 地殻変動量 (+: 隆起, -: 沈下)
下段	最大水位下降量に地震に伴う隆起量を考慮した相対的な津波水位

(単位: m)

発生要因	種別	波源モデル		2号炉取水口前面	
				最大水位下降量	貯留堰の天端高さ (O.P. -6.3m) を下回る継続時間 (分)
地震	プレート間地震	東北地方太平洋沖型の地震	基準断層モデル①	-10.22 [-0.58] ----- -10.22	2.6
			基準断層モデル②	-10.38 [-0.77] ----- -10.38	2.6
			基準断層モデル③	-9.78 [-0.72] ----- -9.78	2.9
		津波地震	-9.17 [+0.03] ----- -9.20	1.9	
	海洋プレート内地震	正断層型の地震	-10.13 [±0.00] ----- -10.13	2.6	
	海域の活断層による地殻内地震	F-6断層~F-9断層	-1.2 (阿部(1989)の簡易予測式による推定津波高)		
地震以外	地すべり及び斜面崩壊		発電所へ与える影響は極めて小さい		
	火山現象		発電所へ与える影響は極めて小さい		
地震と地震以外に起因する津波の組合せ			地震以外に起因する津波が発電所へ与える影響は極めて小さいとともに, 未知なる海底地すべりが存在する可能性を考慮した東北地方太平洋沖型の地震(基準断層モデル③)を設定していることから, 評価の必要はない		
2号炉非常用海水ポンプの運転可能継続時間			約 26		

第 6.10-1 表 海底地形変化の数値シミュレーションの手法及び計算条件

	藤井ほか (1998) ⁽¹¹⁴⁾ の手法	高橋ほか (1999) ⁽¹¹⁵⁾ の手法
地盤高の連続式	$\frac{\partial Z}{\partial t} + \alpha \left(\frac{\partial Q}{\partial x} \right) + \frac{E-S}{\sigma(1-\lambda)} = 0$	$\frac{\partial Z}{\partial t} + \frac{1}{1-\lambda} \left(\frac{\partial Q}{\partial x} + \frac{E-S}{\sigma} \right) = 0$
浮遊砂濃度連続式	$\frac{\partial C}{\partial t} + \frac{\partial(UC)}{\partial x} - \frac{E-S}{D} = 0$	$\frac{\partial(C_s D)}{\partial t} + \frac{\partial(MC_s)}{\partial x} - \frac{E-S}{\sigma} = 0$
流砂量式	小林ほか (1996) ⁽¹¹⁶⁾ の実験式 $Q = 80\tau_*^{1.5} \sqrt{sgd^3}$	高橋ほか (1999) ⁽¹¹⁵⁾ の実験式 $Q = 21\tau_*^{1.5} \sqrt{sgd^3}$
巻き上げ量の算定式	$E = \frac{(1-\alpha)Qw^2\sigma(1-\lambda)}{Uk_z \left[1 - \exp\left\{ \frac{-wD}{k_z} \right\} \right]}$	高橋ほか (1999) ⁽¹¹⁵⁾ の実験式 $E = 1.2 \times 10^{-2} \tau_*^2 \sqrt{sgd} \cdot \sigma$
沈降量の算定式	$S = wC_b$	$S = wC_s \cdot \sigma$
摩擦速度の計算式	log-wake 則を鉛直方向に積分した式より算出	マニング則より算出 $u_* = \sqrt{gn^2 U^2 / D^{1/3}}$

- Z : 水深変化量 (m) t : 時間 (s) X : 平面座標
 Q : 単位幅, 単位時間当たりの掃流砂量 (m³/s/m) τ_* : シールズ数
 σ : 砂の密度 (= 2,716kg/m³, 東北電力の調査結果より) ρ : 海水の密度 (kg/m³)
 d : 砂の粒径 (= 2.15×10⁻⁴m (中央粒径), 東北電力の調査結果より) g : 重力加速度 (m/s²)
 λ : 空隙率 (= 0.4, 藤井ほか (1998) ⁽¹¹⁴⁾ 他より) S : = $\sigma / \rho - 1$
 U : 流速 (m/s) D : 全水深 (m) M : $U \times D$ (m²/s)
 n : マニングの粗度係数 (= 0.03m^{-1/3}s, 土木学会 (2016) より)
 α : 局所的な外力のみに移動を支配される成分が全流砂量に占める比率 (= 0.1, 藤井ほか (1998) ⁽¹¹⁴⁾ より)
 w : 土粒子の沈降速度 (Rubey 式より算出) (m/s) Z_0 : 粗度高さ (= $k_s/30$) (m)
 k_z : 鉛直拡散係数 (= 0.2 $\kappa u_* h$, 藤井ほか (1998) ⁽¹¹⁴⁾ より) (m²/s) k_s : 相当粗度 (= (7.66ng^{1/2})⁶) (m)
 κ : カルマン定数 (= 0.4, 藤井ほか (1998) ⁽¹¹⁴⁾ より) h : 水深 (m)
 C, C_b : 浮遊砂濃度, 底面浮遊砂濃度 (浮遊砂濃度連続式より算出) (kg/m³)
 C_s : 浮遊砂体積濃度 (浮遊砂濃度連続式より算出)
 log-wake 則 : 対数則 $u_*/U = \kappa / \{ \ln(h/Z_0) - 1 \}$ に wake 関数 (藤井ほか (1998) ⁽¹¹⁴⁾ より) を付加した式

第 6.10-4 表 海水ポンプ室における砂の堆積の数値シミュレーションの手法及び計算条件

項目	設定内容
基礎方程式	一次元開水路非定常流の連続式及び運動方程式
計算時間間隔	0.0001 秒
計算格子間隔	0.5m
局所損失係数	千秋(1967) ⁽¹¹⁷⁾ , 土木学会(1999) ⁽¹¹⁸⁾ , 電力土木技術協会(1995) ⁽¹¹⁹⁾ による
貝代	15cm
摩擦損失係数	マンニングの粗度係数 $n=0.018\text{m}^{-1/3}\text{s}$
海水ポンプの取水条件	① 循環水ポンプ：停止 ② 原子炉補機冷却海水ポンプ：1900 $\text{m}^3/\text{hr} \times 2$ 台 ③ 高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプ：停止 ④ タービン補機冷却海水ポンプ：2250 $\text{m}^3/\text{hr} \times 2$ 台 (海水ポンプ室内水位 O.P. -2.980m 以下で取水停止)
潮位条件	・ 水位上昇側：朔望平均満潮位 O.P. +1.43m ・ 水位下降側：朔望平均干潮位 O.P. -0.14m
基準津波による地盤沈下量	・ 水位上昇側：-0.72m ・ 水位下降側：考慮しない
計算時間	地震発生後 4 時間

① 基礎方程式

$$\frac{\partial A}{\partial t} + \frac{\partial Q}{\partial x} = 0$$

$$\frac{\partial Q}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x} \left(\frac{Q^2}{A} \right) + gA \frac{\partial H}{\partial x} + gA \left(\frac{n^2 |v|v}{R^{4/3}} + \frac{1}{\Delta L} f \frac{|v|v}{2g} \right) = 0$$

t : 時間 (s)

x : 流れ方向の座標 (m)

A : 流水断面積 (m^2)

Q : 流量 (m^3/s)

H : 水位 (m)

g : 重力加速度 (m/s^2)

v : 流速 (m/s)

R : 径深 (m)

n : マニングの粗度係数 ($\text{m}^{-1/3}\text{s}$)

f : 局所損失係数

ΔL : 局所損失区間の長さ (m)

② 海水ポンプ室の連続式

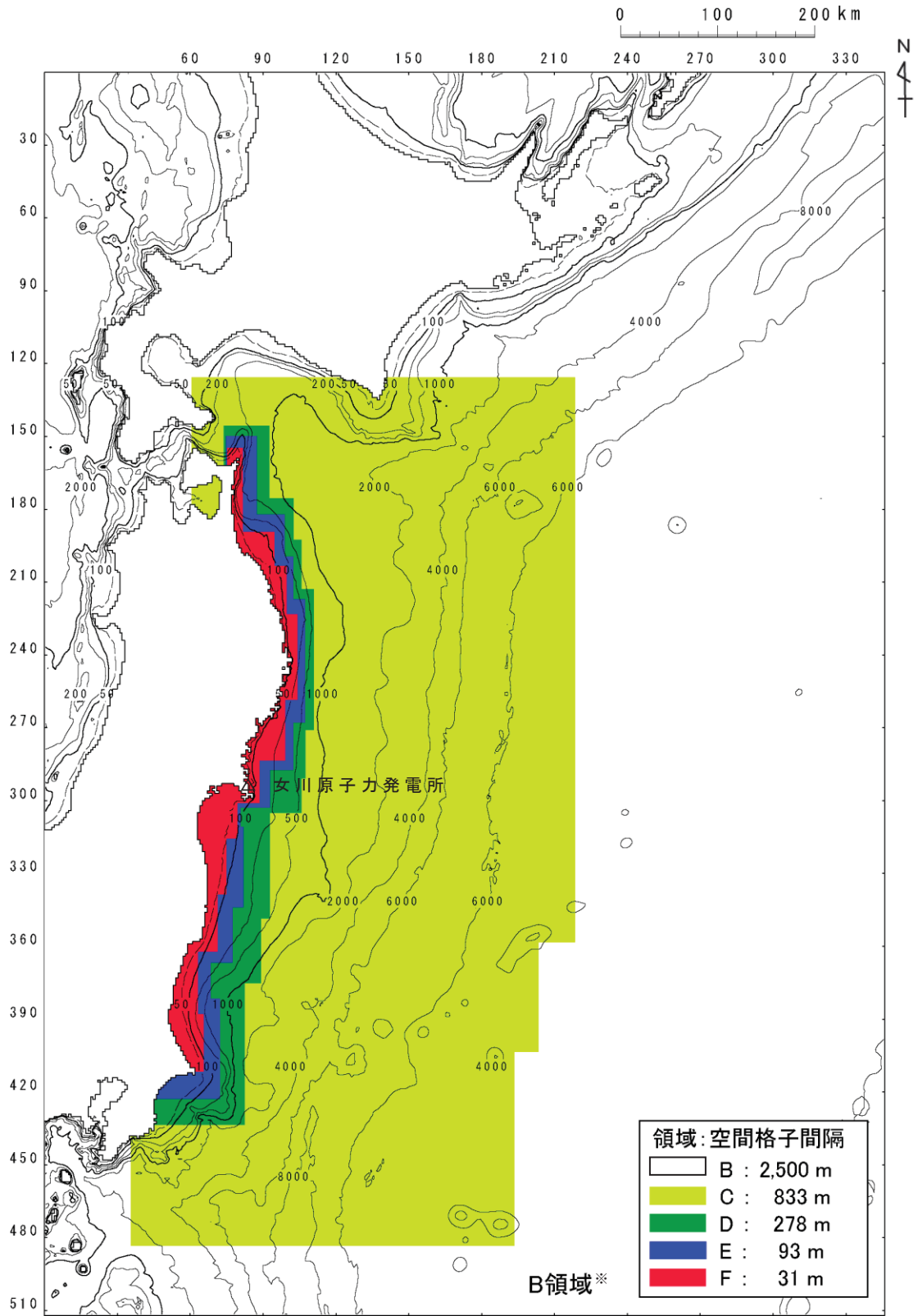
$$A_H \frac{dH_P}{dt} = Q_N - Q_P$$

H_P : 水位 (m)

Q_N : 流入出量 (m^3/s)

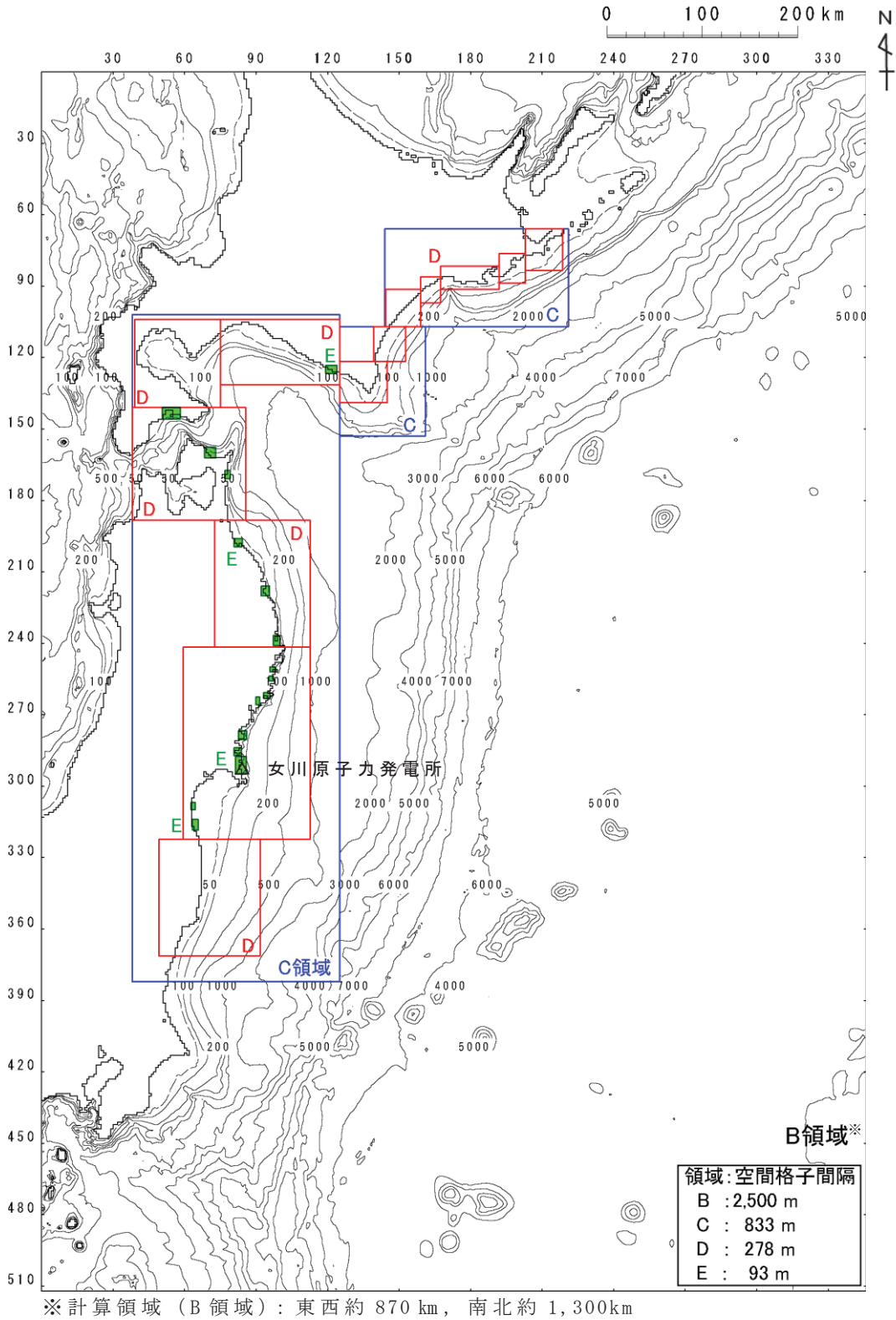
A_H : 海水ポンプ室内の水面面積 (m^2)

Q_P : ポンプ流量 (m^3/s)



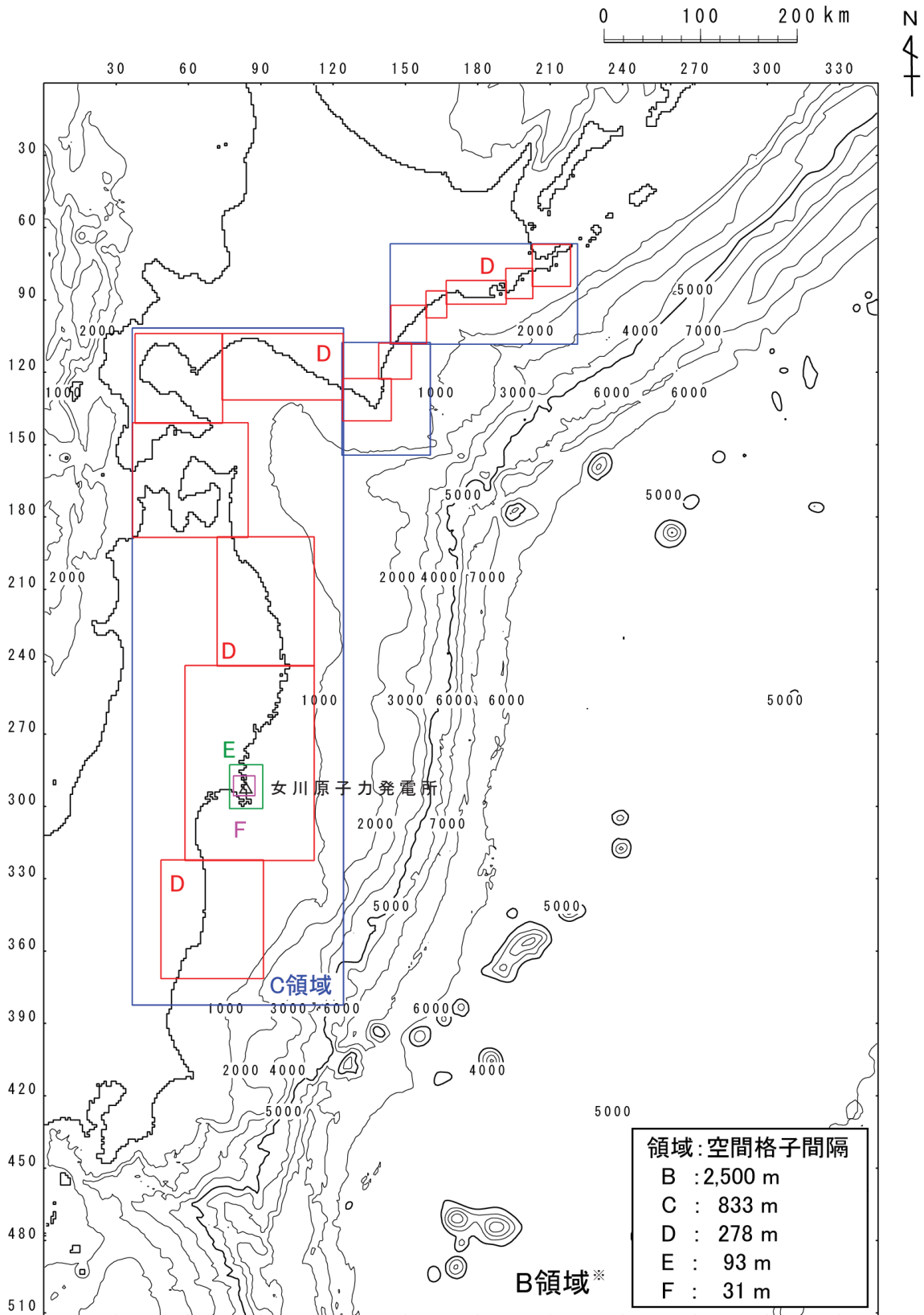
※計算領域 (B領域) : 東西約 870 km, 南北約 1,300km

第 6.3-2 図(1) 計算領域とその水深及び格子分割
(2011年東北地方太平洋沖地震に伴う津波の再現解析用)

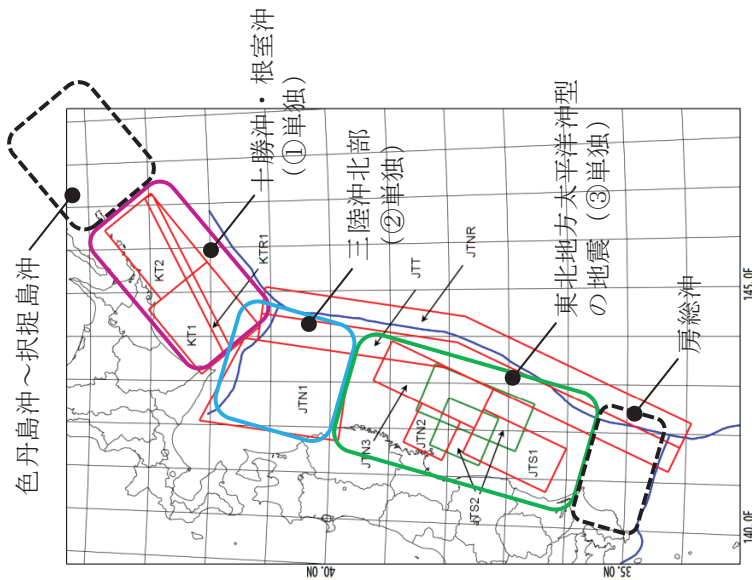


第 6.3-2 図 (2) 計算領域とその水深及び格子分割

〔1611 年の津波 (津波地震, 正断層型の地震), 1896 年明治三陸地震津波, 1933 年昭和三陸地震津波の再現解析用〕



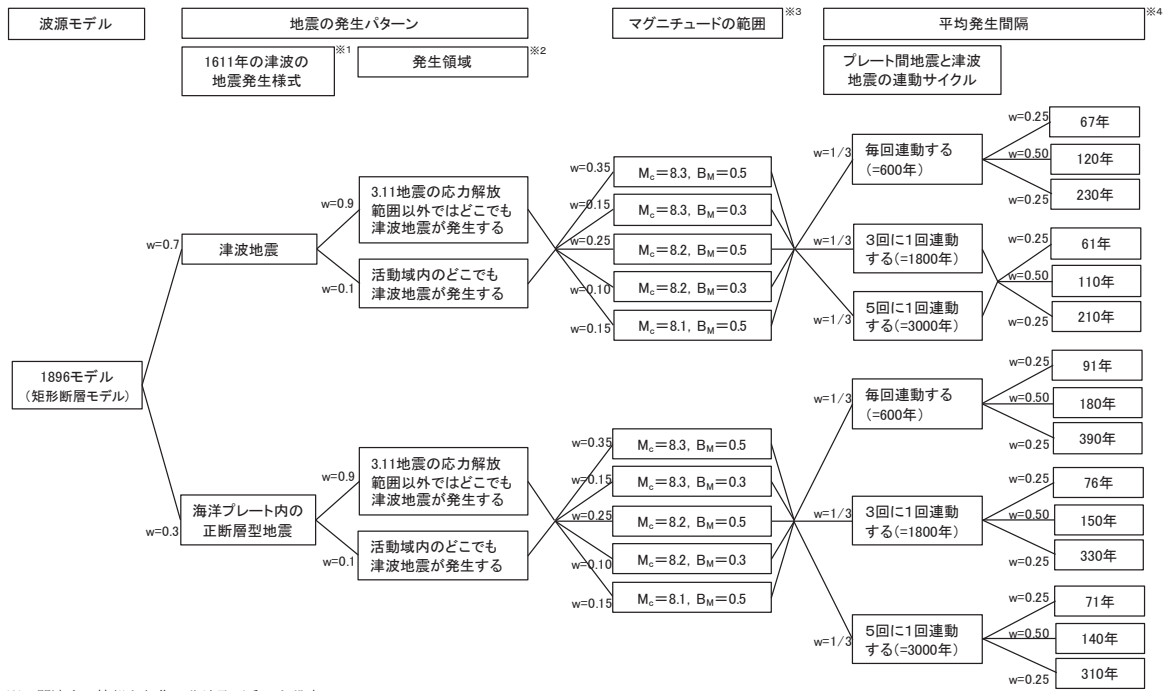
第 6.4-1 図 計算領域とその水深及び格子分割



日本海溝及び千島海溝（南部）沿い海域の津波発生領域区分
 （日本原子力学会（2012）⁽¹¹¹⁾一部加筆）

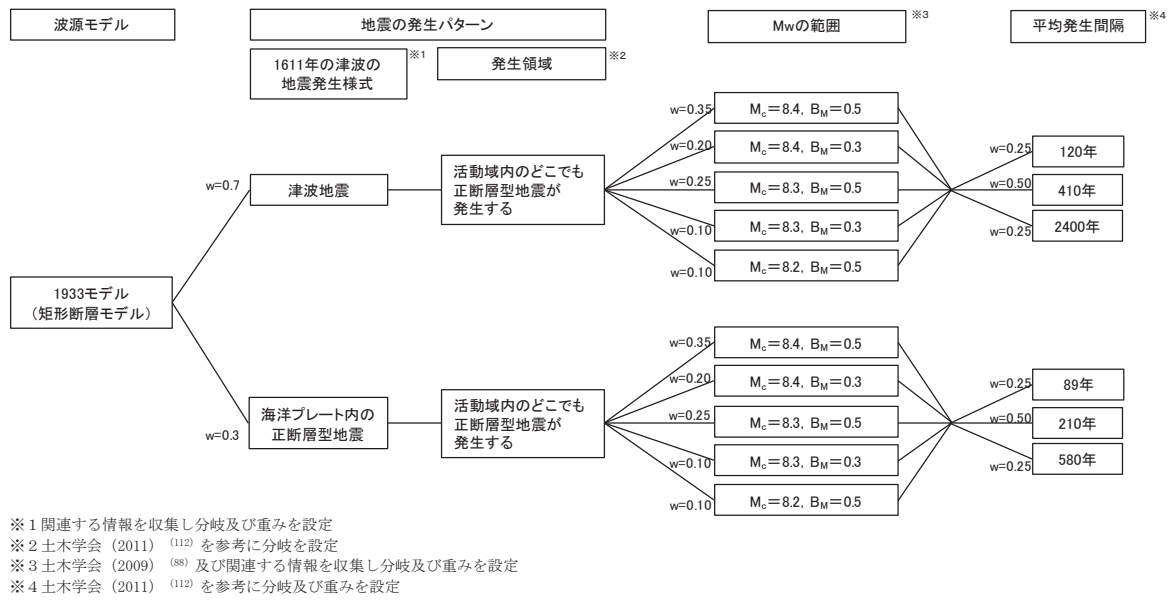
コード	名称
JTN2	宮城県沖
JTN3	三陸沖南部海溝寄り
JTN2+JTN3	宮城県沖＋三陸沖南部海溝寄り（連動）
JTS1	福島県沖プレート間
JTT	津波地震
JTNR	海洋プレート内の正断層型地震
①単独	十勝沖・根室沖の連動地震
②単独	三陸沖北部の連動地震
③単独	東北地方太平洋沖型の地震
①＋②	十勝沖・根室沖から三陸沖北部の連動地震
択捉島沖～房総沖	択捉島沖から房総沖の連動地震

第 6.9-1 図 検討対象とした津波発生領域

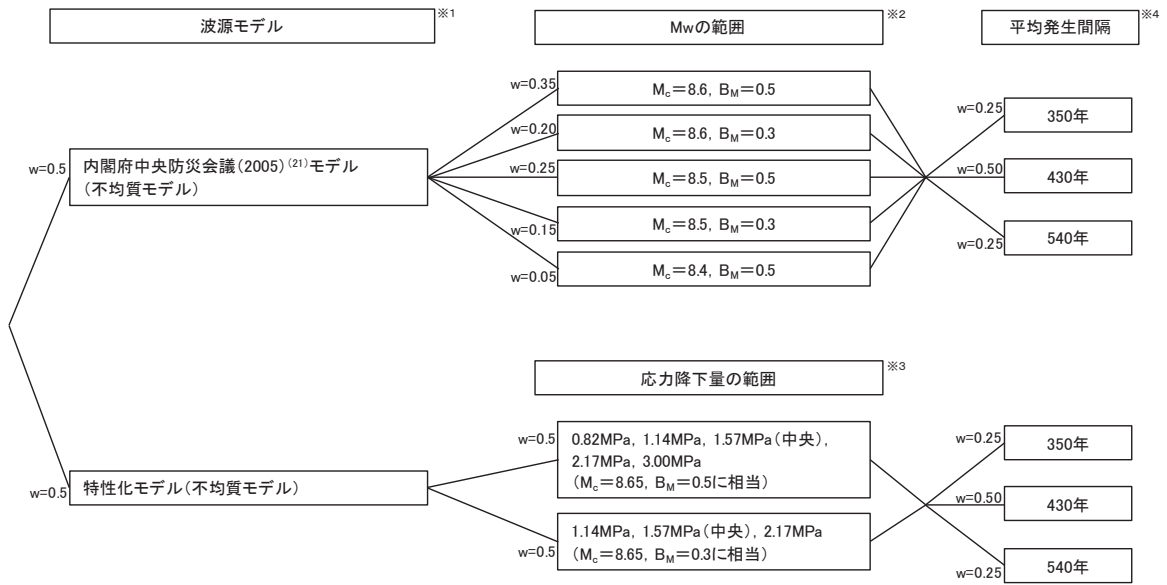


※1 関連する情報を収集し分岐及び重みを設定
 ※2 関連する情報を収集し分岐及び重みを設定
 ※3 土木学会 (2009, 2011) ⁽⁸⁸⁾ ⁽¹¹²⁾ を参考に分岐及び重みを設定
 ※4 土木学会 (2011) ⁽¹¹²⁾ 及び関連する情報を収集し、プレート間地震と津波地震の運動型地震である東北地方太平洋沖型の地震、三陸沖北部の運動型地震の平均発生間隔を考慮して分岐及び重みを設定

第 6.9-2 図(1) 津波発生モデルのロジックツリー
 (津波地震：J T T)

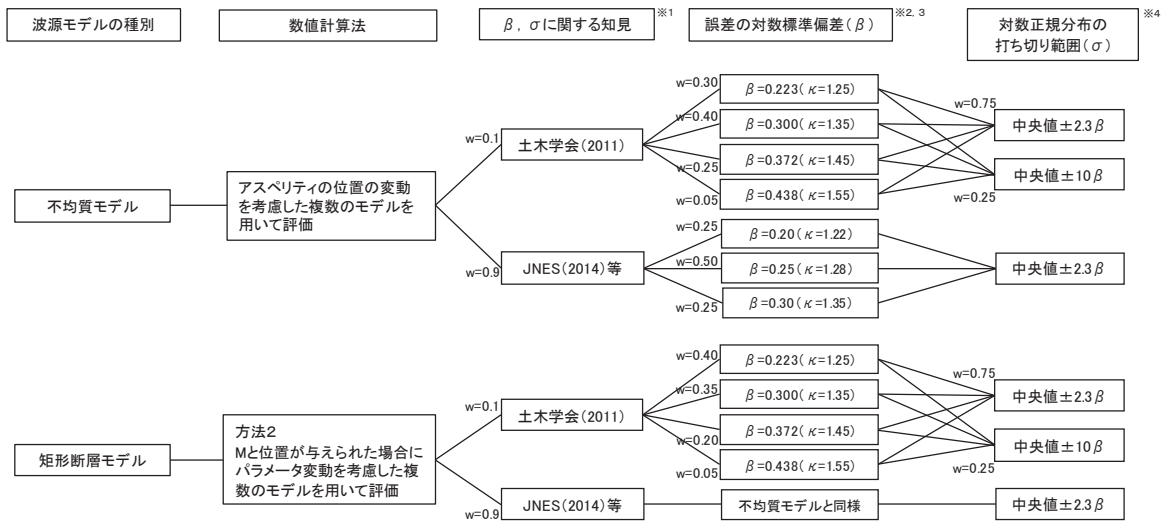


第 6.9-2 図 (2) 津波発生モデルのロジックツリー
 (海洋プレート内の正断層型地震: JTNR)



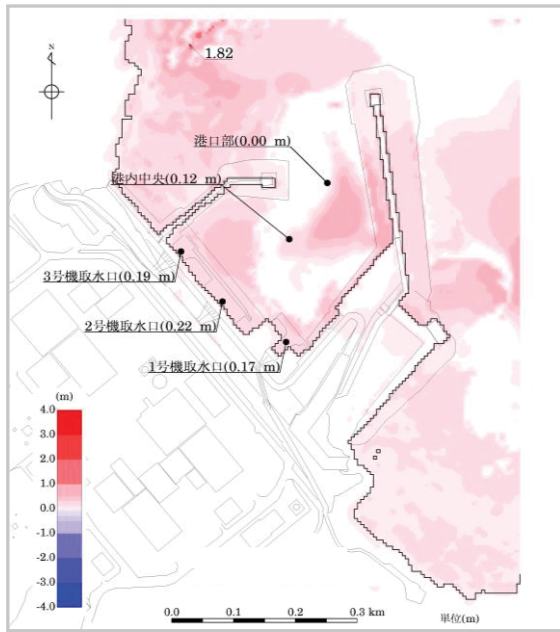
※1 関連する情報を収集し分岐及び重みを設定
 ※2 土木学会(2009)及び関連する情報を収集し分岐及び重みを設定
 ※3 関連する情報を収集し分岐及び重みを設定
 ※4 土木学会(2011)を参考に分岐及び重みを設定

第 6.9-2 図(3) 津波発生モデルのロジックツリー
 (十勝沖・根室沖の連動地震：①単独)

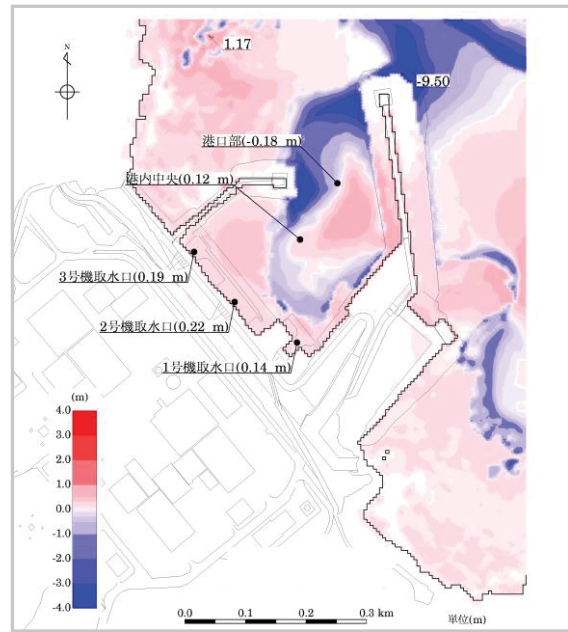


※1 関連する情報を収集し分岐及び重みを設定
 ※2 土木学会 (2011) の分岐については土木学会 (2009) を参考に分岐及び重みを設定
 ※3 J N E S (2014) ⁽¹¹³⁾ 等の分岐については関連する情報を収集し分岐及び重みを設定
 ※4 土木学会 (2009) を参考に分岐及び重みを設定

第 6.9-3 図 津波高さ推定に関するロジックツリー



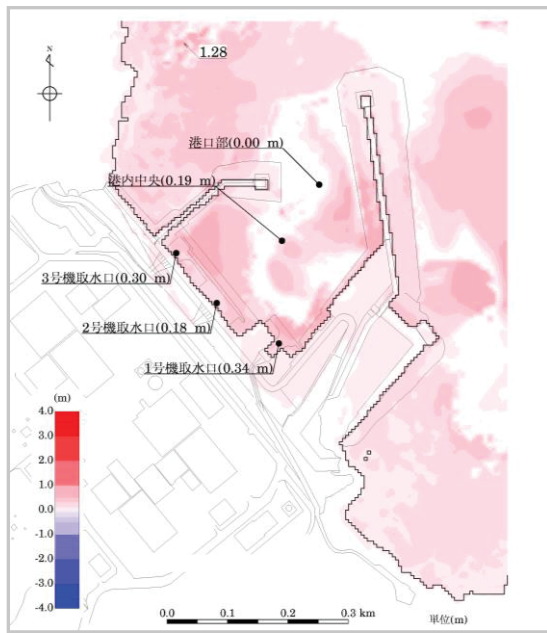
最大堆積量分布



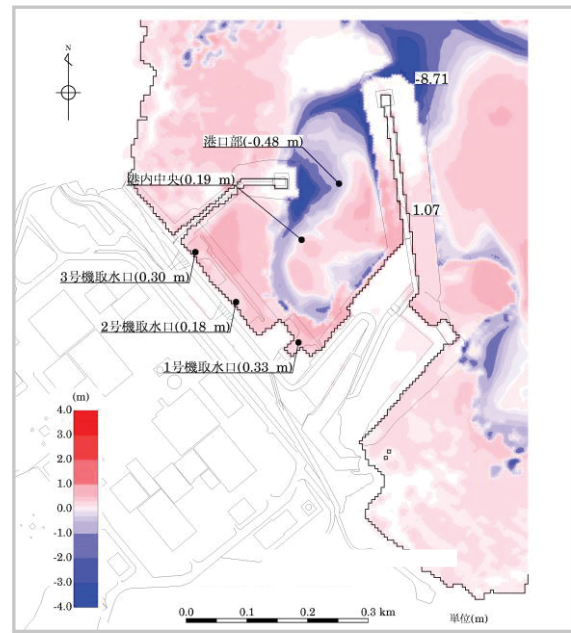
地形変化量分布（地震発生4時間後）

第 6.10-2 図(1) 砂移動評価結果

(基準津波(水位上昇側), 高橋ほか(1999)⁽¹¹⁵⁾の手法, 浮遊砂濃度上限値1%)



最大堆積量分布



地形変化量分布（地震発生4時間後）

第 6.10-2 図 (2) 砂移動評価結果

(基準津波 (水位下降側), 高橋ほか (1999)⁽¹¹⁵⁾ の手法, 浮遊砂濃度上限値 1%)

頁	行	補正前	補正後
6-7-4	上4～上5	厚さ、 <u>空間分布等</u> を把握した。	厚さ <u>及び空間分布</u> を把握した。
6-7-4 ～ 6-7-5	下1 ～ 上1	<u>最新活動からの経過期間</u> 及び全活動期間を第7.1-2表に示す。	<u>最後の活動終了からの期間</u> 及び全活動期間を第7.1-2表に示す。
6-7-5	上9～上12	<u>最新活動からの経過時間</u> が全活動期間よりも長いもしくは <u>最新活動からの経過時間</u> が過去の最大休止期間よりも長い場合は、将来の活動可能性がないと <u>判断</u> した。	<u>最後の活動終了からの期間</u> が全活動期間よりも長いもしくは <u>最後の活動終了からの期間</u> が過去の最大休止期間よりも長い場合は、将来の活動可能性がないと <u>評価</u> した。
6-7-6	下5	十分小さいと <u>判断</u> した。	十分小さいと <u>評価</u> した。
6-7-7	上10	十分小さいと <u>判断</u> した。	十分小さいと <u>評価</u> した。
6-7-7	下12～下11	南方に ^{だいちもり} 大地森 <u>など</u> 小さな火山体が北北西-南南東方向に配列する	南方に ^{だいちもり} 大地森 <u>等</u> の小さな火山体が北北西-南南東方向に配列する
6-7-7	下7	土志田 _二 (1999)	土志田 ^{ほか} (1999)
6-7-7	下1	十分小さいと <u>判断</u> した。	十分小さいと <u>評価</u> した。
6-7-8	下11	十分小さいと <u>判断</u> した(第7.1-4図及び第7.1-5図)。	十分小さいと <u>評価</u> した(第7.1-4図及び第7.1-5図)。
6-7-9	上5	十分小さいと <u>判断</u> した。	十分小さいと <u>評価</u> した。
6-7-9	上9	また、 ^{うぼがたけ} 姥ヶ岳・ ^{ゆどのさん} 湯殿山 <u>等</u> からなる複合成層火山で、	また、 ^{うぼがたけ} 姥ヶ岳、 ^{ゆどのさん} 湯殿山 <u>及び</u> ^{わら} 藁 _た 田 _{はげやま} 山からなる複合成層火山で、
6-7-9	下6	十分小さいと <u>判断</u> した。	十分小さいと <u>評価</u> した。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
6-7-9	下3～下2	火山群の総称であり、 <u>北蔵王</u> （ <u>瀧山</u> ）、中央蔵王（熊野岳等）、南蔵王（不忘山等）等に <u>分けられる</u>	火山群の総称であり、 <u>大まかに北蔵王</u> （ <u>瀧山</u> ）、中央蔵王（熊野岳等）、南蔵王（不忘山等） <u>に分けられる</u>
6-7-10	上11	十分小さいと <u>判断</u> した。	十分小さいと <u>評価</u> した。
6-7-10	下1	十分小さいと <u>判断</u> した。	十分小さいと <u>評価</u> した。
6-7-11	下7	十分小さいと <u>判断</u> した。	十分小さいと <u>評価</u> した。
6-7-12	上8	十分小さいと <u>判断</u> した。	十分小さいと <u>評価</u> した。
6-7-12	上11～上12	赤埴山、大磐梯、櫛ヶ峰などが沼ノ平火口を取り囲んで、	赤埴山、大磐梯、櫛ヶ峰等が沼ノ平火口を取り囲んで、
6-7-12	下1	十分小さいと <u>判断</u> した。	十分小さいと <u>評価</u> した。
6-7-13	上4	ないと <u>判断</u> した。	ないと <u>評価</u> した。
6-7-13	上8	ないと <u>判断</u> した。	ないと <u>評価</u> した。
6-7-13	上10～上12	火山フロントより前弧側（東方）に <u>位置</u> し、敷地周辺では火成活動は確認されていないことから、発電所へ影響を及ぼす可能性が十分小さいと <u>判断</u> した。	火山フロントより前弧側（東方）に <u>約60km離れた北上山地南端部の牡鹿半島にあり</u> 、敷地周辺では火成活動は確認されていないことから、発電所へ影響を及ぼす可能性が十分小さいと <u>評価</u> した。
6-7-13	下8～下6	火山フロントより前弧側（東方）に <u>位置</u> し、敷地周辺では火成活動は確認されていないことから、発電所へ影響を及ぼす可能性が十分小さいと <u>判断</u> した。	火山フロントより前弧側（東方）に <u>約60km離れた北上山地南端部の牡鹿半島にあり</u> 、敷地周辺では火成活動は確認されていないことから、発電所へ影響を及ぼす可能性が十分小さいと <u>評価</u> した。
6-7-14	上6～上7	地質調査、 <u>シミュレーション</u> 等を実施し、総合的に検討した。	地質調査 <u>及びシミュレーション</u> を実施し、総合的に検討した。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
6-7-14	上11	鬼界アカホヤテフラ等が挙げられる (第7.1-6図)。	鬼界アカホヤテフラ及び鬼界葛原テフラが挙げられる (第7.1-6図)。
6-7-21	下7	困難であると判断した。	困難であると評価した。
6-7-21	下3～下1	早田 (1993) ⁽⁸¹⁾ で示される模式柱状図との対比, 層相, ガラス・斜方輝石の屈折率等から, 確認した降下火砕物は鳴子荷坂であると判断した。	早田 (1993) ⁽⁸¹⁾ で示される模式柱状図との対比, 層相及びガラス・斜方輝石の屈折率から, 確認した降下火砕物は鳴子荷坂であると評価した。
6-7-22	上2～上3	N-N ₃ は火砕流堆積物 (N-N ₄ を含む) であると判断した。	N-N ₃ は火砕流堆積物 (N-N ₄ を含む) であると評価した。
6-7-23 ～ 6-7-24	下1 ～ 上3	火山性土石流, 火山泥流及び洪水について, 発電所に影響を及ぼし得る火山のうち, 鳥海山, 蔵王山, 笹森山, 吾妻山, 安達太良山及び磐梯山は敷地から120km以遠に位置していることから, 発電所への影響を考慮する必要はないと判断した (第7.1-8表)。	火山性土石流, 火山泥流及び洪水について, 発電所に影響を及ぼし得る火山のうち, 鳥海山, 月山, 笹森山, 吾妻山, 安達太良山及び磐梯山は敷地から120km以遠に位置していることから, 発電所への影響を考慮する必要はないと評価した (第7.1-8表)。
6-7-24	上5～上6	ないと判断した (第7.1-8表)。	ないと評価した (第7.1-8表)。
6-7-24	上10	ないと判断した (第7.1-8表)。	ないと評価した (第7.1-8表)。
6-7-24	下8	ないと判断した (第7.1-8表)。	ないと評価した (第7.1-8表)。
6-7-24	下1	ないと判断した (第7.1-8表)。	ないと評価した (第7.1-8表)。
6-7-26	下11	土志田潔 (1999)	土志田潔・宇都浩三・内海茂 (1999)

なお, 頁は, 令和元年9月19日付け, 東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
6-7-35		第7.1-2表 発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出結果	別紙6-7-1に変更する。
6-7-36		第7.1-3表 設計対応不可能な火山事象を伴う火山活動の評価結果	別紙6-7-2に変更する。
6-7-41		第7.1-8表 原子力発電所に影響を及ぼし得る火山事象の影響評価	別紙6-7-3に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

第 7.1-2 表 発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出結果

No.	火山名※1	敷地からの距離(km)	最後の活動終了からの期間(万年)	全活動期間(万年)	活動年代※2				完新世の活動	将来の活動可能性 判断根拠※3		
					新第三紀：第四紀	100万年前	10万年前	1万年前			現在	
1	青ノ木森	134	約200	約10	約10	200				なし	なし	①
2	松倉山	126	更新世中期以降	更新世前期		219.5				なし	なし	①
3	川尻三森山	111	更新世中期以降	更新世前期		240				なし	なし	①
4	焼石岳	102	約5	約95		100	5			なし	あり	—
5	鳥海山	148	—	約60		60				あり	—	—
6	鶴山	123	約140	約60		200	40			なし	なし	①
7	小比内山	109	約60	約40		100	60			なし	なし	①
8	高松岳	100	約20	約10		30	20			なし	なし	①
9	栗駒山	87	—	約76		76				あり	—	—
10	鬼首カルデラ	85	約20	約10		30	20			なし	なし	①
11	鳴子カルデラ	76	—	約19		19				あり	—	—
12	赤倉カルデラ	85	約200	約100		300	200			なし	なし	①
13	向町カルデラ	94	約60	約40		100	60			なし	なし	①
14	肘折カルデラ	117	約11.2	—		88	30	1.2◆		あり	—	—
15	月山	129	約30	約58		170	160			なし	あり	—
16	栗葉山	72	約100	約70		250	160			なし	なし	①
17	七ツ森カルデラ	64	約160	約90		4.5	4.6			なし	なし	②
18	船形山	77	約56	約89		170				なし	なし	①
19	安達	76	約8	—		170				なし	なし	①
20	大東岳	86	約170	—		170				なし	なし	①
21	神室岳	90	約170	—		170				なし	なし	①
22	雁戸山	92	約30	約10		40	30			なし	なし	①
23	青麻山	85	約30	約10		40	30			なし	なし	①
24	藤王山	97	—	約135		135				あり	—	—
25	三吉・葉山	107	約230	約10		240	240			なし	なし	①
26	白鷹山	117	約80	約20		100	80			なし	なし	①
27	笹森山	130	約180	約190		370	180			なし	あり	—
28	吾妻山	140	—	約118		118				あり	—	—
29	安達太良山	136	—	約55		55				あり	—	—
30	磐梯山	153	—	約90		90				あり	—	—
31	猫鷹ヶ岳	156	約40	約103		43	40			なし	なし	②

—：活動期間を示す。 ※1 中野ほか編(2013)による。 ※3 ①：最後の活動終了からの期間が全活動期間より長い。 ②：最後の活動終了からの期間が過去の最大休止期間より長い。
◆：単一活動として評価。 ※2 中野ほか編(2013)等による。 ※② 最後の活動終了からの期間が過去の最大休止期間より長い。

※敷地を中心とする半径160kmの範囲の第四紀火山(31火山)のうち、原子力発電所に影響を及ぼし得る火山は下表の赤字及び青字の火山である。

第 7.1-3 表 設計対応不可能な火山事象を伴う火山活動の評価結果

火山名	敷地からの距離(km)	火砕物密度流		溶岩流 50km	岩層なだれ他 50km	新しい火口の開口	地殻変動
		160km	50km				
焼石岳	102	○	噴出物は、溶岩や火砕岩、降下軽石が主であり、火砕物密度流の発生は認められない。				
鳥海山	148	○	火砕物密度流は鳥海山周辺に限られる。				
栗駒山	87	○	火砕物密度流は栗駒山周辺に限られる。				
鳴子カルデラ	76	○	火砕物密度流の到達範囲は、敷地から十分離れている。				
肘折カルデラ	117	○	火砕物密度流は肘折カルデラ周辺に限られる。				
月山	129	○	火砕物密度流は月山周辺に限られる。				
蔵王山	97	○	火砕物密度流は蔵王山周辺に限られる。				
笹森山	130	○	火砕物密度流は笹森山周辺に限られる。				
吾妻山	140	○	火砕物密度流は吾妻山周辺に限られる。				
安達太良山	136	○	火砕物密度流は安達太良山周辺に限られる。				
磐梯山	153	○	火砕物密度流は磐梯山周辺に限られる。				

○：発電所に影響を及ぼす可能性はない。
 ×：発電所に影響を及ぼす可能性がある。

第 7.1-8 表 原子力発電所に影響を及ぼし得る火山事象の影響評価

火山名	敷地からの距離(km)	火山性土石流地		飛来物(噴石)		火山ガス		その他の火山事象
		120km	10km	10km	160km			
焼石岳	102	○	○	○	○	○	○	低周波地震及び熱水活動が認められないこと、敷地と火山は十分な離隔があることから、発電所への影響を考慮する必要はない。
		○	○					
鳥海山	148	○	○	○	○	○	○	○
栗駒山	87	○	○	○	○	○	○	○
鳴子カルデラ	76	○	○	○	○	○	○	○
肘折カルデラ	117	○	○	○	○	○	○	○
月山	129	○	○	○	○	○	○	○
蔵王山	97	○	○	○	○	○	○	○
笹森山	130	○	○	○	○	○	○	○
吾妻山	140	○	○	○	○	○	○	○
安達太良山	136	○	○	○	○	○	○	○
磐梯山	153	○	○	○	○	○	○	○

○：発電所に影響を及ぼす可能性はない。
 ×：発電所に影響を及ぼす可能性がある。

頁	行	補正前	補正後
6-10-1	上2	社会環境の記述のうち、 「10.4 交通運輸」の記述 を以下のとおり変更する。	社会環境の記述のうち、 「10.3 産業活動」、「10.4 交通運輸」及び「10.6 参考 文献」の記述を以下のとおり 変更する。
6-10-1 と 6-10-2 の間		(記載追加)	別紙6-10-1を追加する。
6-10-4 と 6-10-5 の間		(記載追加)	別紙6-10-2を追加する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

10.3 産業活動

女川町及び牡鹿町の総面積⁽³⁾は、約 139km²で、そのうち約 82%は森林であり、約 1.6%が農用地である。

平成 2 年の国勢調査⁽²⁾によると両町の就業者数は約 10,900 人であって、そのうち第一次産業が約 30%、第二次産業約 29%、第三次産業約 41%であり、第三次産業の割合が若干高くなっている。

各町の作業別就業者数を第 10.3-1 表に示す。

主たる農産物⁽⁴⁾は飼料作物であり、次いで稲、野菜等となっている。

海産物⁽⁴⁾としては、びんなが、めばち、かつお等、遠洋及び近海漁業の対象漁種のほか、沖合及び沿岸漁業では、いわし、さば、さんま、ひらめ・かれい類、すけとうだら、いかなご、いか類、いさだ、あわび類等が女川港等に水揚げされている。また、養殖業として、ほや、かき、わかめ、銀ざけ等の養殖が行われている。

なお、発電所敷地周辺海域は女川町、牡鹿町寄磯、前網及び鮫浦の 4 漁協の漁場となっている。

工業としては、漁港機能と共に発展してきた水産食料品工業を中心に、船舶機械修理工業、製材業がある。

両町と宮城県全体の主要農作物の収穫高⁽⁴⁾（平成 3 年、4 年）及び飼育家畜頭数、戸数⁽⁴⁾（平成 4 年、5 年）並びに漁業地区別の漁獲量⁽⁴⁾（平成 3 年、4 年）、養殖収穫量（平成 3 年、4 年）を第 10.3-2 表から第 10.3-5 表に示す。

また、本発電所敷地周辺の土地利用状況を第 10.3-1 図に示す。

発電所の近くには、爆発、火災及び有毒ガスにより発電用原子炉施設の安全性を損なうような石油コンビナート等の施設はない。したがって、産業活動に伴う爆発、火災及び有毒ガスによって、安全施設の安全機能が損なわれ

るおそれはない。

10.6 参考文献

- (1) 「昭和 60 年国勢調査報告」(総理府統計局)
- (2) 「平成 2 年国勢調査報告」(総務庁統計局)
- (3) 「宮城県統計年鑑」(宮城県, 平成 5 年度版)
- (4) 「宮城県農林水産統計年報」(東北農政局統計情報部, 平成 3 年～ 4 年, 平成 4 年～ 5 年)
- (5) 「女川町新町勢発展計画 基本計画」(宮城県女川町 (昭和 61 年 3 月))
- (6) 「牡鹿町新総合計画 (基本構想・基本計画)」(宮城県牡鹿町 (昭和 61 年 1 月))

第 10.3-1 表 産業別就業者数

女川原子力発電所原子炉設置変更許可申請書（1号，2号及び3号原子炉施設の変更）（平成24年3月27日付け，平成23・03・01原第12号をもって設置変更許可）の添付書類六「第6.3-1表 産業別就業者数」の記載内容に同じ。

第 10.3-2 表 主要農産物種類別統計

女川原子力発電所原子炉設置変更許可申請書（1号，2号及び3号原子炉施設の変更）（平成24年3月27日付け，平成23・03・01原第12号をもって設置変更許可）の添付書類六「第6.3-2表 主要農産物種類別統計」の記載内容に同じ。

第 10.3-3 表 主要飼育家畜種類別統計

女川原子力発電所原子炉設置変更許可申請書（1号，2号及び3号原子炉施設の変更）（平成24年3月27日付け，平成23・03・01原第12号をもって設置変更許可）の添付書類六「第6.3-3表 主要飼育家畜種類別統計」の記載内容に同じ。

第 10.3-4 表 漁業地区別・魚種別漁獲量統計（属人）

女川原子力発電所原子炉設置変更許可申請書（1号，2号及び3号原子炉施設の変更）（平成24年3月27日付け，平成23・03・01原第12号をもって設置変更許可）の添付書類六「第6.3-4表 漁業地区別・魚種別漁獲量統計（属人）」の記載内容に同じ。

第 10.3-5 表 漁業地区別・種類別海面養殖業の収穫量（属人）

女川原子力発電所原子炉設置変更許可申請書（1号，2号及び3号原子炉施設の変更）（平成24年3月27日付け，平成23・03・01原第12号をもって設置変更許可）の添付書類六「第6.3-5表 漁業地区別・種類別海面養殖業の収穫量（属人）」の記載内容に同じ。

第 10.3-1 図 発電所敷地周辺の土地利用状況図

女川原子力発電所原子炉設置変更許可申請書（1号，2号及び3号原子炉施設の変更）（平成24年3月27日付け，平成23・03・01原第12号をもって設置変更許可）の添付書類六「第6.3-1図 発電所敷地周辺の土地利用状況図」の記載内容に同じ。

添付書類八の一部補正

添付書類八を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
8-目-21	上4	10.6.1.1.3 <u>主要設備</u>	10.6.1.1.3 <u>主要設備の仕様</u>
8-目-21	上5	10.6.1.1.4 <u>主要設備の仕様</u>	10.6.1.1.4 <u>主要設備</u>
8-目-21	上11	10.6.1.2.3 <u>主要設備</u>	10.6.1.2.3 <u>主要設備の仕様</u>
8-目-21	上12	10.6.1.2.4 <u>主要設備の仕様</u>	10.6.1.2.4 <u>主要設備</u>
8-目-23	下5と下4の間	(記載追加)	10.15 地下水位低下設備 10.15.1 概要 10.15.2 設計方針 10.15.3 主要設備 10.15.4 手順等
8-目-32	下1	補機代替冷却水系_))	補機代替冷却水系 <u>A系</u>))
8-目-33	上1	(記載追加)	第4.3-9図 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図(燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱(原子炉補機代替冷却水系B系))
8-目-34	上11	常設代替_電源設備	常設代替 <u>交流</u> 電源設備
8-目-36	上5	原子炉補機代替冷却水系_ <u>による</u>	原子炉補機代替冷却水系 <u>A系による</u>
8-目-36	上6と上7の間	(記載追加)	第5.10-4図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図(原子炉補機代替冷却水系B系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱)

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
8-1-53	下12	防潮堤_により	防潮堤下部の地盤改良等により
8-1-53	下10～下8	地下水位低下設備の機能を考慮した水位，自然水位より保守的に設定した水位又は地表面にて設計用地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。	地下水位低下設備を設置し，同設備の効果が及ぶ範囲においては，その機能を考慮した設計用地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。地下水位低下設備の効果が及ばない範囲においては，自然水位より保守的に設定した水位又は地表面にて設計用地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。
8-1-59	下10～下7	敷地周辺には中生界ジュラ系の砂岩，頁岩等が広く分布し，安全上重要な建屋の設置レベルにもこの岩盤が分布していることから，解放基盤表面は，この岩盤が分布するレベルに設定する。2号炉原子炉建屋はO.P. -14.1mとしている。	敷地周辺には中生界ジュラ系の砂岩，頁岩等が広く分布し，原子炉建屋の設置レベルにもこの岩盤が分布していることから，解放基盤表面は，この岩盤が分布する原子炉建屋の設置位置O.P. -14.1mに設定する。
8-1-61	上8～上9	地震の影響や	地震_や
8-1-61	上9	コンクリートの乾燥収縮による_初期剛性の低下	コンクリートの乾燥収縮によるひび割れ等に伴う初期剛性の低下
8-1-61	下5	代表性及び網羅性を踏まえた上で_保守性を考慮して	代表性及び網羅性を踏まえた上で実施した液状化強度試験結果に基づき，保守性を考慮して
8-1-69	上12～上13	地震の影響やコンクリートの乾燥収縮が_終局耐力に	地震_やコンクリートの乾燥収縮によるひび割れ等が鉄筋コンクリート造耐震壁の変形能力及び終局耐力に

なお，頁は，令和元年9月19日付け，東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
8-1-79	上3	防潮堤_により	防潮堤下部の地盤改良等により
8-1-79	上5～上7	地下水位低下設備の機能を考慮した水位，自然水位より保守的に設定した水位又は地表面にて設計用地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。	地下水位低下設備を設置し，同設備の効果が及ぶ範囲においては，その機能を考慮した設計用地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。地下水位低下設備の効果が及ばない範囲においては，自然水位より保守的に設定した水位又は地表面にて設計用地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。
8-1-104	上10	以下1.5.1_では，	以下1.5.1，10.6.1.1及び10.8.1では，
8-1-107	上4～上5	2号炉海水ポンプ室スクリーンエリア_3号炉海水ポンプ室スクリーンエリア	2号炉海水ポンプ室スクリーンエリア，_3号炉海水ポンプ室スクリーンエリア
8-1-107	上13	2号炉取水口	_取水口
8-1-107	下8～下7	2号炉海水ポンプ室	_海水ポンプ室
8-1-107	下6	2号炉海水ポンプ室	_海水ポンプ室
8-1-107	下2	2号炉原子炉建屋	_原子炉建屋
8-1-107	下1	2号炉海水ポンプ室	_海水ポンプ室
8-1-111	下2～下1	これらの計画を_反映した地形を考慮する。	これらの計画を地形に反映した場合の影響についても入力津波の設定に考慮する。
8-1-116	下12	2号炉海水ポンプ室	_海水ポンプ室
8-1-116	下6	2号炉海水ポンプ室	_海水ポンプ室

なお，頁は，令和元年9月19日付け，東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
8-1-116	下5	設置する。_	<u>設置する。また、原子炉建屋及び制御建屋の浸水防護重点化範囲の境界に水密扉、軽油タンクエリアの浸水防護重点化範囲の境界に浸水防止蓋を設置するとともに、原子炉建屋、制御建屋及び軽油タンクエリアの浸水防護重点化範囲の境界に貫通部止水処置を実施する。</u>
8-1-116	下3	<u>2号炉取水口</u>	_取水口
8-1-116	下1	<u>2号炉海水ポンプ室</u>	_海水ポンプ室
8-1-117	上1	<u>2号炉原子炉建屋</u>	_原子炉建屋
8-1-118	下7	<u>2号炉海水ポンプ室</u>	_海水ポンプ室
8-1-119	上8	<u>2号炉海水ポンプ室</u>	_海水ポンプ室
8-1-119	上12～上13	<u>2号炉海水ポンプ室</u>	_海水ポンプ室
8-1-120	上4	<u>2号炉海水ポンプ室</u>	_海水ポンプ室
8-1-120	上6	<u>2号炉海水ポンプ室</u>	_海水ポンプ室
8-1-120	上9	<u>2号炉海水ポンプ室</u>	_海水ポンプ室
8-1-120	下4	タービン建屋,	(記載削除)
8-1-121	下12	<u>2号炉海水ポンプ室</u>	_海水ポンプ室
8-1-121	下11	浸水防止壁_を設置する。	<u>浸水防止壁、軽油タンクエリアに貫通部止水処置及び浸水防止蓋を設置する。</u>
8-1-123	下6	<u>全円周状破損による溢水量及び</u>	<u>全円周状破損を想定する。このため、インターロック(原子炉スクラム及びタービン補機冷却海水系配管を</u>

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
8-1-123 ～ 8-1-124	下3 ～ 上1	なお、 <u>インターロック（原子炉スクラム及びタービン補機冷却海水系配管を敷設する補機冷却系トレンチの漏えい信号又は原子炉スクラム及びタービン建屋タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室の漏えい信号で作動）</u> によって、	<u>敷設する補機冷却系トレンチの漏えい信号又は原子炉スクラム及びタービン建屋タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室の漏えい信号で作動）</u> により、 <u>タービン補機冷却海水ポンプが停止するまでの間に生じる溢水量、ポンプ停止からタービン補機冷却海水ポンプ吐出弁が閉止するまでの間に生じるタービン補機冷却海水系配管の損傷箇所からの流入量及び</u>
8-1-125	下5	<u>2号炉海水ポンプ室</u>	<u>海水ポンプ室</u>
8-1-125	下4	<u>浸水防止壁</u> を設置するため、	<u>浸水防止壁、軽油タンクエリアに貫通部止水処置及び浸水防止蓋</u> を設置するため、
8-1-125	下1	想定する <u>浸水防護重点化範囲</u> の境界	想定する <u>タービン建屋と隣接する原子炉建屋及び制御建屋の境界、1号炉制御建屋と隣接する制御建屋の境界、補助ボイラー建屋と隣接する制御建屋の境界、屋外と隣接する軽油タンクエリアの境界</u>
8-1-128	下11	<u>女川港湾</u>	<u>女川港</u>

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
8-1-128	下10～下9	網羅的に調査する。 <u>設置物</u> については、	網羅的に調査する。 <u>調査に当たっては、抽出範囲における東北地方太平洋沖地震に伴う津波の漂流物の特徴及び実績を反映し、抽出を行う。また、発電所周辺と類似した地形での漂流物の特徴も把握し、適切に反映する。</u> 設置物については、
8-1-130	上2	総トン数19t（排水トン数57t）の <u>小型漁船</u> を	総トン数19t（排水トン数57t）の <u>漁船</u> を
8-1-131	上5	<u>2号炉原子炉建屋</u>	<u>原子炉建屋</u>
8-1-131	下4	<u>2号炉海水ポンプ室</u>	<u>海水ポンプ室</u>
8-1-132	上7	以下1.5.2_では、	以下1.5.2 <u>及び</u> 10.6.1.2では、
8-1-134	下3	<u>第3保管エリア</u> については	<u>重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）のうち、設計基準対象施設を使用するもの及び可搬型重大事故等対処設備保管場所である第3保管エリア</u> については
8-1-135	上2	第4保管エリアは、 <u>基準津波</u> による	第4保管エリアについては「 <u>1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計</u> 」を適用した上で、 <u>基準津波</u> による
8-1-135	上3	設置する設計とすることから、 <u>新たな津波防護対策は必要ない。</u>	設置する設計とする <u>。</u>
8-1-135	上4	また、取水路、放水路等の経路から <u>津波</u> を流入させない設計とするため、	また、取水路、放水路等の経路から <u>流入</u> させない設計とするため、

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
8-1-135	上5	外郭防護として2号及び3号炉海水ポンプ室スクリーンエリア,	外郭防護として2号炉海水ポンプ室スクリーンエリア, 3号炉海水ポンプ室スクリーンエリア,
8-1-135	上5～上6	2号及び3号炉放水立坑, 3号炉海水熱交換器建屋取水立坑の開口部に	2号炉放水立坑, 3号炉放水立坑及び3号炉海水熱交換器建屋取水立坑に
8-1-135	上7	1号炉取水路及び放水路に	1号炉取水路及び1号炉放水路に
8-1-135	上7～上8	取放水路流路縮小工を設置する。また, 2号炉補機冷却海水系放水路の	取放水路流路縮小工, 2号炉補機冷却海水系放水路の
8-1-135	上9～上10	3号炉海水熱交換器建屋補機ポンプエリアから海水熱交換器建屋取水立坑へのアクセス用入口に水密扉,	3号炉海水熱交換器建屋補機ポンプエリアに水密扉,
8-1-135	上10～上13	3号炉海水熱交換器建屋補機ポンプエリア床開口部, 2号炉海水ポンプ室スクリーンエリアから補機冷却系トレンチへのアクセス用入口, 2号及び3号炉海水ポンプ室防潮壁区画内の揚水井戸並びに3号炉補機冷却海水系放水ピットに浸水防止蓋,	3号炉海水熱交換器建屋補機ポンプエリア床開口部等に浸水防止蓋,
8-1-135	下13～下12	2号炉海水ポンプ室	海水ポンプ室
8-1-135	下11	床面に	床開口部に
8-1-135	下11～下9	逆止弁付ファンネルを設置し, 2号炉海水ポンプ室スクリーンエリア及び放水立坑エリアの防潮壁下部貫通部, 3号炉海水ポンプ室スクリーンエリア及び放水立	逆止弁付ファンネルを設置する。また, 防潮壁の外側と内側のバイパス経路となる2号炉海水ポンプ室スクリーンエリア等の防潮壁下部貫通部に対して止水処置

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
8-1-135	下6	<u>坑エリア</u> の防潮壁下部貫通部に <u>止水処置</u> を実施する。	を実施する。
8-1-135	下5	<u>2号炉海水ポンプ室</u> 設置する。_	<u>海水ポンプ室</u> 設置する。また、 <u>原子炉建屋及び制御建屋の浸水防護重点化範囲の境界に水密扉</u> 、 <u>軽油タンクエリアの浸水防護重点化範囲の境界に浸水防止蓋</u> を設置するとともに、 <u>原子炉建屋、制御建屋及び軽油タンクエリアの浸水防護重点化範囲の境界に貫通部止水処置</u> を実施する。
8-1-135	下3	<u>2号炉取水口</u>	<u>取水口</u>
8-1-135	下1	<u>2号炉海水ポンプ室</u>	<u>海水ポンプ室</u>
8-1-136	上1	<u>2号炉原子炉建屋</u>	<u>原子炉建屋</u>
8-1-136	上10	排気筒、 <u>第3保管エリア</u>	排気筒、 <u>可搬型重大事故等対処設備保管場所である第3保管エリア</u>
8-1-137	上2	<u>可搬型重大事故等対処設備の保管場所である</u>	<u>可搬型重大事故等対処設備保管場所である</u>
8-1-138	上13	<u>設計基準対象施設と同じ範囲及び第3保管エリア</u>	<u>設計基準対象施設を使用するもの及び可搬型重大事故等対処設備保管場所である第3保管エリア</u>
8-1-138	下10	<u>可搬型重大事故等対処設備の保管場所</u>	<u>可搬型重大事故等対処設備保管場所</u>
8-1-138	下9	<u>第4保管エリアは</u> 、津波による	<u>第4保管エリアについては「1.5.1 設計基準対象施設の耐津波設計」を適用した上で</u> 、津波による

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
8-1-140	下5	<u>設計基準対象施設と同じ範囲</u> については、	<u>設計基準対象施設を使用するもの</u> については、
8-1-192	上4	建屋外部に <u>に</u> 給水接続口を	建屋外部に <u>_</u> 給水接続口を
8-1-218	上8	電源車 <u>_</u>	電源車 <u>(緊急時対策所用)</u>
8-1-282	上4～上16	<u>外部事象防護対象施設は、設計竜巻によって安全機能を損なわない設計とするため、設計竜巻は原子炉冷却材喪失事故等の設計基準事故の起因とはならないことから、設計竜巻と設計基準事故は独立事象となる。設計竜巻と設計基準事故が同時に発生する頻度は十分小さいことから、設計基準事故時荷重と設計竜巻との組合せは考慮しない。</u> <u>仮に、風速が低く発生頻度が高い竜巻と設計基準事故が同時に発生する場合、評価対象施設等のうち設計基準事故時荷重が生じ、竜巻による風荷重等の影響を受ける屋外設備としては原子炉補機冷却海水ポンプ等が考えられるが、設計基準事故時においても原子炉補機冷却海水ポンプ等の圧力及び温度は変わらないため、設計基準事故により考慮すべき荷重はなく、竜巻と設計基準事故時荷重の組合せは考慮しない。</u>	<u>外部事象防護対象施設は、当該外部事象防護対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該外部事象防護対象施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を、それぞれの因果関係及び時間的変化を考慮して、適切に組み合わせて設計する。</u>
8-1-286	下10～下7	<u>軽油タンク室及び軽油タンク室（H）は、地下埋設されていることを考慮し、設計飛来物による衝撃荷重に対して、ピット頂版（鉄筋</u>	<u>軽油タンク室及び軽油タンク室（H）は、地下埋設されており風圧力による荷重は作用しないことから、気圧差による荷重及び施設に</u>

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
8-1-288	上1	<p><u>コンクリート造</u>)は構造健全性を維持する設計とする。<u>ハッチ(鋼製)は</u></p> <p>気圧差による荷重_に対して</p>	<p>常時作用する荷重に対して、<u>構造健全性が維持され、安全機能を損なわない設計とする。また、ピット頂版(鉄筋コンクリート造)は設計飛来物による衝撃荷重に対して、構造健全性が維持され、安全機能を損なわない設計とし、ハッチ(鋼製)は</u></p> <p>気圧差による荷重及び設備に常時作用する荷重_に対して</p>
8-1-292	下9～下6	<p><u>地震時の屋外タンク等の破損を想定し、地震起因の溢水が安全系機器に影響を及ぼさない設計としており、竜巻随伴事象による屋外タンク等が損傷して発生する溢水に対しては、上記に包絡されることから、外部事象防護対象施設の</u></p>	<p><u>竜巻時の屋外タンク等の破損を想定し、_溢水が安全系機器に影響を及ぼさない設計としており、竜巻随伴事象による屋外タンク等が損傷して発生する溢水により外部事象防護対象施設の</u></p>
8-1-302	上7～上14	<p><u>外部事象防護対象施設は、降下火砕物によって安全機能を損なわない設計とするため、設計基準事故とは独立事象である。</u></p> <p><u>また、評価対象施設等のうち設計基準事故時荷重が生じ、降下火砕物による荷重の影響を受ける屋外施設としては、原子炉補機冷却海水ポンプ等が考えられるが、設計基準事故時においても、通常運転時の系統内圧力及び温度と変わらず、機械的荷重が変化することはないため、設計基準事故時荷重と降下火砕物との組合</u></p>	<p><u>外部事象防護対象施設は、当該外部事象防護対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該外部事象防護対象施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を、それぞれの因果関係及び時間的变化を考慮して、適切に組み合わせ設計する。</u></p>

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
8-1-323	上2	<u>せは考慮しない。</u> 200°C以下と_することで、	200°C以下とし、 <u>かつ換気空調系等による除熱により建屋内の温度上昇を抑制</u> することで、
8-1-323	下7	下部軸受の機能維持に_要な温度である	下部軸受の機能維持に <u>必要</u> な温度である
8-1-324	上11～上12	危険距離以上確保_することにより、	危険距離以上確保 <u>し、かつ換気空調系等による除熱により建屋内の温度上昇を抑制</u> することにより、
8-1-326	上7～上8	危険距離（48m）以上確保_することにより、	危険距離（48m）以上確保 <u>し、かつ換気空調系等による除熱により建屋内の温度上昇を抑制</u> することにより、
8-1-328	下2～下1	危険距離（21m）以上確保_することにより、	危険距離（21m）以上確保 <u>し、かつ換気空調系等による除熱により建屋内の温度上昇を抑制</u> することにより、
8-1-332	上4～上5	危険距離（110m）以上確保_することにより、	危険距離（110m）以上確保 <u>し、かつ換気空調系等による除熱により建屋内の温度上昇を抑制</u> することにより、
8-1-335	上3	200°C以下と_することで、	200°C以下とし、 <u>かつ換気空調系等による除熱により建屋内の温度上昇を抑制</u> することで、
8-1-335	下12	200°C以下と_することで、	200°C以下とし、 <u>かつ換気空調系等による除熱により建屋内の温度上昇を抑制</u> することで、

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
8-1-335	下2	200°C以下と_することで、	200°C以下とし、かつ換気空調系等による除熱により建屋内の温度上昇を抑制することで、
8-1-336	上8	200°C以下と_することで、	200°C以下とし、かつ換気空調系等による除熱により建屋内の温度上昇を抑制することで、
8-1-336	下10～下9	200°C以下と_することで、	200°C以下とし、かつ換気空調系等による除熱により建屋内の温度上昇を抑制することで、
8-1-336 ～ 8-1-337	下1 ～ 上1	200°C以下と_することで、	200°C以下とし、かつ換気空調系等による除熱により建屋内の温度上昇を抑制することで、
8-1-337	上9～上10	200°C以下と_することで、	200°C以下とし、かつ換気空調系等による除熱により建屋内の温度上昇を抑制することで、
8-1-337	下8～下7	200°C以下と_することで、	200°C以下とし、かつ換気空調系等による除熱により建屋内の温度上昇を抑制することで、
8-1-338	上2～上3	200°C以下と_することで、	200°C以下とし、かつ換気空調系等による除熱により建屋内の温度上昇を抑制することで、
8-1-341	上11～上12	200°C以下と_することで、	200°C以下とし、かつ換気空調系等による除熱により建屋内の温度上昇を抑制することで、
8-1-342	上5	必要な許容温度	必要な_温度

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
8-1-343	上3	200℃以下と_することで、	200℃以下とし、 <u>かつ換気空調系等による除熱により建屋内の温度上昇を抑制</u> することで、
8-1-343	上11	200℃以下と_することで、	200℃以下とし、 <u>かつ換気空調系等による除熱により建屋内の温度上昇を抑制</u> することで、
8-1-349	下3	屋外施設_は、	屋外施設_（ <u>非常用取水設備を除く。</u> ）は、
8-1-366	下2	防潮堤_により	防潮堤 <u>下部の地盤改良等</u> により
8-1-367	上1～上3	地下水位低下設備の機能を考慮した <u>水位</u> 、自然水位より保守的に設定した水位又は地表面にて設計用地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。	地下水位低下設備を <u>設置し、同設備の効果が及ぶ範囲</u> においては、その機能を考慮した <u>設計用地下水位</u> を設定し水圧の影響を考慮する。 <u>地下水位低下設備の効果が及ばない範囲</u> においては、自然水位より保守的に設定した水位又は地表面にて設計用地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。
8-1-460	下2～下1	処理能力に_影響を及ぼさない。	処理能力に <u>変更はなく、</u> 影響を及ぼさない。
8-1-497	上3	防潮堤_により	防潮堤 <u>下部の地盤改良等</u> により
8-1-497	上5～上7	地下水位低下設備の機能を考慮した <u>水位</u> 、自然水位より保守的に設定した水位又は地表面にて設計用地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。	地下水位低下設備を <u>設置し、同設備の効果が及ぶ範囲</u> においては、その機能を考慮した <u>設計用地下水位</u> を設定し水圧の影響を考慮する。 <u>地下水位低下設備の効果が及ばない範囲</u> においては、自然水位より保守的に

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
8-1-609	下11	使用環境条件を踏まえた_確からしさ	設定した水位又は地表面にて設計用地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。 使用環境条件を踏まえた <u>計測される値の確からしさ</u>
8-1-620	上3	基準地震動_による	基準地震動 <u>S_s</u> による
8-1-620	下4～下3	緊急時対策所加圧設備_(<u>空気ポンベ</u>)	緊急時対策所加圧設備_
8-1-621	上6	緊急時対策所加圧設備_(<u>空気ポンベ</u>)	緊急時対策所加圧設備_
8-1-621	上10～上12	また、緊急時対策所等の加圧のために、_緊急時対策所加圧設備(空気ポンベ)及び差圧計を設ける。	また、緊急時対策所等の加圧のために、 <u>緊急時対策所加圧設備として</u> 、緊急時対策所加圧設備(空気ポンベ)及び差圧計を設ける。
8-1-622	上2	緊急時対策所加圧設備_(<u>空気ポンベ</u>)	緊急時対策所加圧設備_
8-1-623	上1	電源車_	電源車_(<u>緊急時対策所用</u>)
8-1-623	上3	電源車_1台	電源車_(<u>緊急時対策所用</u>)1台
8-1-641		第1.1.7-1表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等(12/40) 第51条 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備	別紙8-1-1に変更する。
8-1-658		第1.1.7-1表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等(29/40) 第58条 計装設備	別紙8-1-2に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
8-1-667		第1.1.7-1表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等(38/40) 第61条 緊急時対策所	別紙8-1-3に変更する。
8-1-686		第1.4.1-1表 耐震重要度分類表(3/6)	別紙8-1-4に変更する。
8-1-691 ～ 8-1-704		第1.4.2-1表 重大事故等対処設備(主要設備)の設備分類	別紙8-1-5に変更する。
8-1-707		第1.5-3表 津波防護対策の設備分類と設置目的	別紙8-1-6に変更する。
8-1-734		第1.1.7-1図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図(その1)	別紙8-1-7に変更する。
8-1-765		第1.5-3図 敷地の特性に応じた津波防護の概要	別紙8-1-8に変更する。
8-1-786		第1.5-24図 重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画	別紙8-1-9に変更する。
8-1-787		第1.5-25図 敷地の特性に応じた重大事故等対処施設の津波防護の概要	別紙8-1-10に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (12/40)
 第 51 条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

系統機能	設備 ^{※1}	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス
原子炉格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水	復水移送ポンプ	-	-	常設 可搬型	常設重大事故緩和設備	SA-2
	復水貯蔵タンク[水源]	56 条に記載(うち、常設重大事故緩和設備)		常設		
原子炉格納容器下部注水系(常設) (代替循環冷却ポンプ) による原子炉格納容器下部への注水	代替循環冷却ポンプ	-	-	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	サブレシジョンチェンバ[水源]	56 条に記載				
原子炉格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	大容量送水ポンプ (タイプ I)	-	-	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	復水移送ポンプ	49 条に記載(うち、常設重大事故緩和設備)				
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器下部への注水	復水貯蔵タンク[水源]	56 条に記載(うち、常設重大事故緩和設備)				
	大容量送水ポンプ (タイプ I)	49 条に記載(うち、可搬型重大事故緩和設備)				

※1 電源設備については「第57条 電源設備」、計装設備については「第58条 計装設備」に記載する

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (29/40)
第 58 条 計装設備

系統機能	設備※1.2	代替する機能を有する設計基準対象施設※3		設備種別	設備分類	機器クラス	
		設備※2	耐震重要度分類				
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (D/W)	主要パラメータの他チャネル 格納容器内雰囲気水素濃度	— S	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	
	格納容器内水素濃度 (S/C)	主要パラメータの他チャネル 格納容器内雰囲気水素濃度	— S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	
	格納容器内雰囲気水素濃度	主要パラメータの他チャネル 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)	S — —	常設	常設重大事故緩和設備	—	
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)	主要パラメータの他チャネル	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	主要パラメータの他チャネル	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	主要パラメータの他チャネル 平均出力領域モニタ	S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
	平均出力領域モニタ	主要パラメータの他チャネル 起動領域モニタ	S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
	サブレーションポンプ水温度	主要パラメータの他の検出器 圧力抑制室内空気温度	S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	
最終ヒートシンクの確保 (代替循環冷却系)	残留熱除去系熱交換器入口温度	サブレーションポンプ水温度	S	常設	常設重大事故緩和設備	—	
	代替循環冷却ポンプ出口流量	圧力抑制室水位	圧力抑制室水位	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
		原子炉水位 (広帯域)	原子炉水位 (広帯域)	S			
		原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (燃料域)	S			
		原子炉水位 (SA広帯域)	原子炉水位 (SA広帯域)	—			
		原子炉水位 (SA燃料域)	原子炉水位 (SA燃料域)	—			
		原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器温度	—			
		原子炉格納容器下部水位	原子炉格納容器下部水位	—			
		ドライウエル水位	ドライウエル水位	—			
		ドライウエル温度	ドライウエル温度	—			
ドライウエル圧力		ドライウエル圧力	—				
圧力抑制室圧力	圧力抑制室圧力	—					

※1 電源設備については「第 57 条 電源設備」に記載する
 ※2 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載
 ※3 主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (38/40)
第 61 条 緊急時対策所

系統機能	設備※1	代替する機能を有する 設計基準対象施設 設備		設備 種別	設備分類	
		耐震重要 度分類	設備		分類	機器 クラス
電源の確保 (緊急時対策所)	ガスタービン発電機			常設 可搬型		
	ガスタービン発電設備軽油タンク					
	タンクローリ					
	軽油タンク					
	ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ					
	ガスタービン発電機接続盤					
	緊急用高圧母線 2F 系					
	電源車 (緊急時対策所用)			可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所軽油タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	緊急時対策所用高圧母線 J 系			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
必要な情報の把握	安全パラメータ表示システム (SPD S)			62 条に記載		
通信連絡 (緊急時対策所)	無線連絡設備 (固定型)					
	無線連絡設備 (携帯型)					
	衛星電話設備 (固定型)					
	衛星電話設備 (携帯型)					
	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備					

※1 電源設備については「第 57 条 電源設備」に記載する

第 1.4.1-1 表 耐震重要度分類表 (3/6)

耐震重要度分類	機能別分類	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)		波及的影響を考慮すべき施設 (注5)		検討用地震動 (注6)
		適用範囲	耐クラス	適用範囲	耐クラス	適用範囲	耐クラス	適用範囲	適用範囲	適用範囲	適用範囲	
S クラス	(viii) 津波防護機能等を有する施設及び浸水防止機能等を有する設備	適用範囲	S	—	—	機器等の支持構造物	S	3号炉海水熱交換器建屋 取水口 防潮堤 放水立坑 揚水井戸 原子炉建屋 制御建屋 軽油タンク基礎 原子炉機器冷却海水配管ダクト 3号炉補機冷却海水系放水ピット 海水ポンプ室 3号炉海水ポンプ室	S s	海水ポンプ室門型クレーン 3号炉海水ポンプ室門型クレーン 竜巻防護ネット 3号炉取水路 北側排水路 アクセスルート タービン建屋	S s	S s
		適用範囲	S	非常用電源及びゼル発電機及びその冷却系・補助施設を含む)	—	機器、配管、電気計装設備等の支持構造物	S	原子炉建屋 防潮堤 海水ポンプ室 原子炉機器冷却海水配管ダクト 軽油タンク基礎 軽油タンク連絡ダクト 制御建屋	S s	海水ポンプ室門型クレーン 竜巻防護ネット 前面護岸 3号炉取水路 北側排水路 アクセスルート タービン建屋 中央制御室天井照明 補助ボイラー建屋 1号炉制御建屋	S s	S s
S クラス	(ix) 敷地における津波監視機能等を有する設備	適用範囲	S	非常用電源及びゼル発電機及びその冷却系・補助施設を含む)	—	機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 原子炉圧力容器	S	原子炉建屋 海水ポンプ室 原子炉機器冷却海水配管ダクト 軽油タンク基礎 軽油タンク連絡ダクト 制御建屋 原子炉本体の基礎	S s	原子炉建屋クレーン 燃料交換機 原子炉遮蔽壁 ほう酸水注入系テストタンク 中央制御室天井照明 海水ポンプ室門型クレーン 竜巻防護ネット 前面護岸 タービン建屋 補助ボイラー建屋 1号炉制御建屋	S s	S s
		適用範囲	S	燃料プールの補給設備(残留熱除去系(燃料プールの補給に必要な設備)) ほう酸水注入系(注7) 原子炉圧力容器内部分構造物(注8)	—	機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 原子炉圧力容器	S	原子炉建屋 海水ポンプ室 原子炉機器冷却海水配管ダクト 軽油タンク基礎 軽油タンク連絡ダクト 制御建屋 原子炉本体の基礎	S s	原子炉建屋クレーン 燃料交換機 原子炉遮蔽壁 ほう酸水注入系テストタンク 中央制御室天井照明 海水ポンプ室門型クレーン 竜巻防護ネット 前面護岸 タービン建屋 補助ボイラー建屋 1号炉制御建屋	S s	S s

第 1.4.2-1 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類

設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
1. 常設耐震重要 重大事故防止 設備以外の常 設重大事故防 止設備	常設重大事故 防止設備であ って、耐震重 要施設に属す る設計基準事 故対処設備が 有する機能を 代替するもの 以外のもの	<p>(1) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式） ・ 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）〔C〕 ・ 使用済燃料プール監視カメラ <p>(2) 原子炉冷却系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 補給水系配管・弁（流路）〔B〕 <p>(3) 計測制御系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ドライウェル温度 ・ ドライウェル圧力 ・ 無線連絡設備（固定型） ・ 衛星電話設備（固定型） ・ 無線連絡設備（屋外アンテナ） ・ 衛星電話設備（屋外アンテナ） ・ 有線（建屋内）（無線連絡設備（固定型）、衛星電話設備（固定型）に係るもの） <p>(4) 非常用取水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 取水口〔C〕 ・ 取水路〔C〕 ・ 海水ポンプ室〔C〕

設備分類	定義	主要設備 ([] 内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
2. 常設耐震重要 重大事故防止 設備	常設重大事故 防止設備であ って、耐震重 要施設に属す る設計基準事 故対処設備が 有する機能を 代替するもの	<p>(1) 原子炉本体</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力容器 [S] <p>(2) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料プール [S] ・ 燃料プール冷却浄化系ポンプ [B] ・ 燃料プール冷却浄化系熱交換器 [B] ・ 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 (流路) [S, B] <p>(3) 原子炉冷却系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧代替注水系ポンプ ・ 復水貯蔵タンク [B] ・ 高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁 (流路) ・ 主蒸気系配管・弁・クエンチャ (流路) [S, B] ・ 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 (流路) [S] ・ 高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁 (流路) ・ 補給水系配管・弁 (流路) [B] ・ 燃料プール補給水系弁 (流路) [B] ・ 原子炉冷却材浄化系配管 (流路) [S] ・ 復水給水系配管・弁・スパージャ (流路) [S] ・ 高圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ (流路) [S] ・ 主蒸気逃がし安全弁 [S] ・ 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ [S] ・ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ [S] ・ 復水移送ポンプ [B] ・ 残留熱除去系配管・弁 (流路) [S] ・ 直流駆動低圧注水系ポンプ ・ 直流駆動低圧注水系配管・弁 (流路) ・ 原子炉補機冷却水系配管・弁・サージタンク (流路) [S] ・ 残留熱除去系熱交換器 (流路) [S]

設備分類	定義	主要設備 ([] 内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
2. 常設耐震重要 重大事故防止 設備		<ul style="list-style-type: none"> ・非常用ガス処理系配管・弁（流路）[S] ・排気筒（流路）[S] (4) 計測制御系統施設 ・ A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能） ・ 制御棒[S] ・ 制御棒駆動機構[S] ・ 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット[S] ・ 制御棒駆動水圧系配管（流路）[S] ・ A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能） ・ ほう酸水注入系ポンプ[S] ・ ほう酸水注入系貯蔵タンク[S] ・ ほう酸水注入系配管・弁（流路）[S] ・ A T W S 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能） ・ 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能） ・ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ（流路）[S] ・ 高圧窒素ガス供給系配管・弁（流路）[S] ・ 主蒸気系配管・弁（流路）[S] ・ 代替高圧窒素ガス供給系配管・弁（流路） ・ 格納容器内水素濃度（D/W） ・ 格納容器内水素濃度（S/C） ・ 原子炉圧力容器温度 ・ 原子炉圧力[S] ・ 原子炉圧力（S A） ・ 原子炉水位（広帯域）[S] ・ 原子炉水位（燃料域）[S] ・ 原子炉水位（S A 広帯域） ・ 原子炉水位（S A 燃料域） ・ 高圧代替注水系ポンプ出口流量 ・ 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量） ・ 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量） ・ 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量

設備分類	定義	主要設備 ([] 内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
2. 常設耐震重要 重大事故防止 設備		<ul style="list-style-type: none"> ・ 直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力 ・ 原子炉格納容器代替スプレイ流量 ・ 圧力抑制室内空気温度[S] ・ サプレッションプール水温度[S] ・ 圧力抑制室圧力 ・ 圧力抑制室水位 ・ 起動領域モニタ[S] ・ 平均出力領域モニタ[S] ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度[C] ・ フィルタ装置入口圧力 (広帯域) ・ フィルタ装置出口圧力 (広帯域) ・ フィルタ装置水位 (広帯域) ・ フィルタ装置水温度 ・ フィルタ装置出口水素濃度 ・ 復水貯蔵タンク水位 ・ 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 ・ 復水移送ポンプ出口圧力 ・ 高圧窒素ガス供給系ADS入口圧力[S] ・ 代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入口圧力 ・ 6-2C 母線電圧[S] ・ 6-2D 母線電圧[S] ・ 6-2F-1 母線電圧 ・ 6-2F-2 母線電圧 ・ 4-2C 母線電圧[S] ・ 4-2D 母線電圧[S] ・ 125V 直流主母線 2A 電圧[S] ・ 125V 直流主母線 2B 電圧[S] ・ 125V 直流主母線 2A-1 電圧 ・ 125V 直流主母線 2B-1 電圧 ・ 250V 直流主母線電圧[S] <p>(5) 放射線管理施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) ・ 格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)[S]

設備分類	定義	主要設備 ([] 内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
2. 常設耐震重要 重大事故防止 設備		<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) [S] ・ フィルタ装置出口放射線モニタ ・ 耐圧強化ベント系放射線モニタ ・ 中央制御室遮蔽 [S] ・ 中央制御室送風機 [S] ・ 中央制御室排風機 [S] ・ 中央制御室再循環送風機 [S] ・ 中央制御室再循環フィルタ装置 [S] ・ 中央制御室換気空調系ダクト・ダンパ (流路) [S] <p>(6) 原子炉格納施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器 [S] ・ 原子炉建屋ブローアウトパネル [-] ・ フィルタ装置 ・ フィルタ装置出口側圧力開放板 ・ 原子炉格納容器調気系配管・弁 (流路) [S] ・ 原子炉格納容器フィルタベント系配管・弁 (流路) ・ 遠隔手動弁操作設備 ・ スプレイ管 (流路) [S] <p>(7) 非常用電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ガスタービン発電機 ・ ガスタービン発電設備軽油タンク ・ ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ ・ ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁 (燃料流路) ・ 軽油タンク [S] ・ 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 (燃料流路) [S] ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 (燃料流路) [S] ・ 125V 蓄電池 2A [S] ・ 125V 蓄電池 2B [S] ・ 125V 充電器 2A [S] ・ 125V 充電器 2B [S] ・ 125V 代替蓄電池

設備分類	定義	主要設備 ([] 内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
2. 常設耐震重要 重大事故防止 設備		<ul style="list-style-type: none"> ・ 250V 蓄電池 [C] ・ 125V 代替充電器 ・ 250V 充電器 [C] ・ ガスタービン発電機接続盤 ・ 緊急用高圧母線 2F 系 ・ 緊急用高圧母線 2G 系 ・ 緊急用動力変圧器 2G 系 ・ 緊急用低圧母線 2G 系 ・ 緊急用交流電源切替盤 2G 系 ・ 緊急用交流電源切替盤 2C 系 ・ 緊急用交流電源切替盤 2D 系 ・ 非常用高圧母線 2C 系 [S] ・ 非常用高圧母線 2D 系 [S] ・ 緊急時対策所軽油タンク ・ 緊急時対策所用高圧母線 J 系 ・ 緊急時対策所燃料移送系配管・弁 (燃料流路) <p>(8) 非常用取水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 貯留堰 [S]

設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
3. 常設重大事故 緩和設備	重大事故等対 処設備のう ち、重大事故 が発生した場 合において、 当該重大事故 の拡大を防止 し、又はその 影響を緩和す るための機能 を有する設備 であって常設 のもの	<p>(1)原子炉本体</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器〔S〕 <p>(2)核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プール〔S〕 ・使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式） ・使用済燃料プール水位/温度（ガイドパルス式）〔C〕 ・使用済燃料プール監視カメラ ・燃料プール冷却浄化系配管・弁（流路）〔S, B〕 <p>(3)原子炉冷却系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧代替注水系ポンプ ・復水貯蔵タンク〔B〕 ・高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁（流路） ・主蒸気系配管・弁・クエンチャ（流路）〔S, B〕 ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁（流路）〔S〕 ・高圧代替注水系（注水系）配管・弁（流路） ・補給水系配管・弁（流路）〔B〕 ・燃料プール補給水系弁（流路）〔B〕 ・原子炉冷却材浄化系配管（流路）〔S〕 ・復水給水系配管・弁・スパージャ（流路）〔S〕 ・高圧炉心スプレイ系配管・弁（流路）〔S〕 ・主蒸気逃がし安全弁〔S〕 ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ〔S〕 ・復水移送ポンプ〔B〕 ・原子炉補機冷却水系配管・弁・サージタンク（流路）〔S〕 ・残留熱除去系熱交換器〔S〕 <p>(4)計測制御系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ほう酸水注入系ポンプ〔S〕 ・ほう酸水注入系貯蔵タンク〔S〕 ・ほう酸水注入系配管・弁（流路）〔S〕 ・格納容器内水素濃度(D/W)

設備分類	定義	主要設備 ([] 内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
3. 常設重大事故 緩和設備		<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器内水素濃度(S/C) ・ 格納容器内雰囲気水素濃度[S] ・ 格納容器内雰囲気酸素濃度[S] ・ 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 ・ 原子炉建屋内水素濃度 ・ 原子炉压力容器温度 ・ 原子炉圧力[S] ・ 原子炉圧力(SA) ・ 原子炉水位(広帯域)[S] ・ 原子炉水位(燃料域)[S] ・ 原子炉水位(SA広帯域) ・ 原子炉水位(SA燃料域) ・ 高圧代替注水系ポンプ出口流量 ・ 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッド スプレーライン洗浄流量) ・ 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納 容器冷却ライン洗浄流量) ・ 代替循環冷却ポンプ出口流量 ・ 代替循環冷却ポンプ出口圧力 ・ 原子炉格納容器下部注水流量 ・ 原子炉格納容器代替スプレー流量 ・ ドライウェル温度 ・ 圧力抑制室内空気温度[S] ・ サプレッションプール水温度[S] ・ ドライウェル圧力 ・ 圧力抑制室圧力 ・ 圧力抑制室水位 ・ 原子炉格納容器下部水位 ・ 原子炉格納容器下部温度 ・ ドライウェル水位 ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度 [C] ・ フィルタ装置入口圧力(広帯域) ・ フィルタ装置出口圧力(広帯域) ・ フィルタ装置水位(広帯域) ・ フィルタ装置水温度 ・ フィルタ装置出口水素濃度

設備分類	定義	主要設備 ([] 内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
3. 常設重大事故緩和設備		<ul style="list-style-type: none"> ・復水貯蔵タンク水位 ・ 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 ・ 復水移送ポンプ出口圧力 ・ 安全パラメータ表示システム (SPDS) ・ 6-2C 母線電圧 [S] ・ 6-2D 母線電圧 [S] ・ 6-2F-1 母線電圧 ・ 6-2F-2 母線電圧 ・ 4-2C 母線電圧 [S] ・ 4-2D 母線電圧 [S] ・ 125V 直流主母線 2A 電圧 [S] ・ 125V 直流主母線 2B 電圧 [S] ・ 125V 直流主母線 2A-1 電圧 ・ 125V 直流主母線 2B-1 電圧 ・ 無線連絡設備 (固定型) ・ 衛星電話設備 (固定型) ・ 無線連絡設備 (屋外アンテナ) ・ 衛星電話設備 (屋外アンテナ) ・ 無線通信装置 ・ 有線 (建屋内) (無線連絡設備 (固定型), 衛星電話設備 (固定型) に係るもの) ・ 有線 (建屋内) (安全パラメータ表示システム (SPDS) に係るもの) <p>(5) 放射線管理施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) ・ 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) [S] ・ 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) [S] ・ フィルタ装置出口放射線モニタ ・ 中央制御室遮蔽 [S] ・ 中央制御室待避所遮蔽 ・ 中央制御室送風機 [S] ・ 中央制御室排風機 [S] ・ 中央制御室再循環送風機 [S] ・ 中央制御室再循環フィルタ装置 [S]

設備分類	定義	主要設備 ([] 内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
3. 常設重大事故 緩和設備		<ul style="list-style-type: none"> ・ 中央制御室換気空調系ダクト・ダンパ (流路) [S] ・ 中央制御室待避所加圧設備 (配管・弁) (流路) ・ 緊急時対策所遮蔽 ・ 緊急時対策所非常用送風機 ・ 緊急時対策所非常用フィルタ装置 ・ 緊急時対策所非常用給排気配管・弁 (流路) ・ 緊急時対策所加圧設備 (配管・弁) (流路) <p>(6) 原子炉格納施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器[S] ・ サプレッションチェンバ[S] ・ スプレイ管 (流路) [S] ・ 代替循環冷却ポンプ ・ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ (流路) [S] ・ フィルタ装置 ・ フィルタ装置出口側圧力開放板 ・ 遠隔手動弁操作設備 ・ 原子炉格納容器フィルタベント系配管・弁 (流路) ・ 原子炉格納容器調気系配管・弁 (流路) [S] ・ 静的触媒式水素再結合装置 ・ 非常用ガス処理系排風機 [S] ・ 非常用ガス処理系空気乾燥装置 (流路) [S] ・ 非常用ガス処理系フィルタ装置 (流路) [S] ・ 非常用ガス処理系配管・弁 (流路) [S] ・ 排気筒 (流路) [S] ・ 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置 ・ 原子炉建屋原子炉棟 [S] <p>(7) 非常用電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ガスタービン発電機 ・ ガスタービン発電設備軽油タンク ・ ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ ・ ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁 (燃料流路) ・ 軽油タンク[S] ・ 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 (燃

設備分類	定義	主要設備 ([] 内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
3. 常設重大事故 緩和設備		料流路) [S] ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系 配管・弁 (燃料流路) [S] ・ 125V 蓄電池 2A[S] ・ 125V 蓄電池 2B[S] ・ 125V 充電器 2A[S] ・ 125V 充電器 2B[S] ・ 125V 代替蓄電池 ・ 125V 代替充電器 ・ ガスタービン発電機接続盤 ・ 緊急用高圧母線 2F 系 ・ 緊急用高圧母線 2G 系 ・ 緊急用動力変圧器 2G 系 ・ 緊急用低圧母線 2G 系 ・ 緊急用交流電源切替盤 2G 系 ・ 緊急用交流電源切替盤 2C 系 ・ 緊急用交流電源切替盤 2D 系 ・ 非常用高圧母線 2C 系 [S] ・ 非常用高圧母線 2D 系 [S] ・ 緊急時対策所軽油タンク ・ 緊急時対策所用高圧母線 J 系 ・ 緊急時対策所燃料移送系配管・弁 (流路) (8) 非常用取水設備 ・ 貯留堰 [S] ・ 取水口 [C] ・ 取水路 [C] ・ 海水ポンプ室 [C]

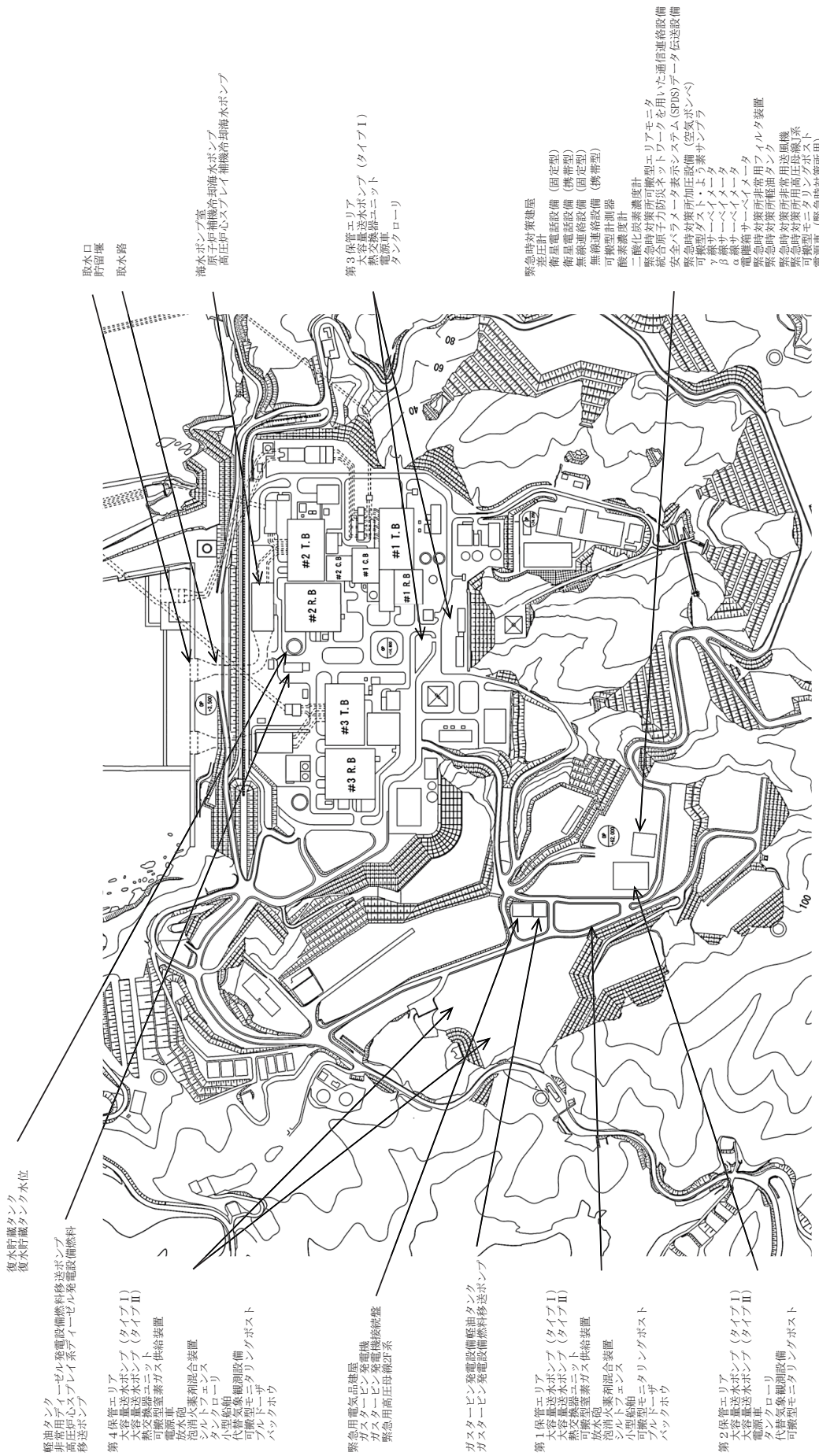
設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
4. 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	設計基準対象施設のうち、重大事故等発生時に機能を期待する設備であって、重大事故の発生を防止する機能を有する常設重大事故防止設備以外の常設のもの	(1) 原子炉冷却系統施設 <ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気系配管・弁（流路）〔S〕 ・ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁（流路）〔S〕 ・ 補給水系配管（流路）〔B〕 ・ 原子炉冷却材浄化系配管（流路）〔S〕 ・ 復水給水系配管・弁・スパージャ（流路）〔S〕 ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ〔S〕 ・ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁（流路）〔S〕 ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ〔S〕 ・ 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ（流路）〔S〕 ・ HPCS注入隔離弁〔S〕 ・ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ（流路）〔S〕 ・ 残留熱除去系ポンプ〔S〕 ・ 残留熱除去系熱交換器〔S〕 ・ 原子炉再循環系配管・弁・ジェットポンプ（流路）〔S〕 ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ〔S〕 ・ 低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ（流路）〔S〕 ・ 原子炉補機冷却水ポンプ〔S〕 ・ 原子炉補機冷却海水ポンプ〔S〕 ・ 原子炉補機冷却水系熱交換器〔S〕 ・ 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）配管・弁・海水系ストレーナ・サージタンク（流路）〔S〕 ・ 高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ〔S〕 ・ 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ〔S〕 ・ 高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器〔S〕 ・ 高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。）配管・弁・海水系ストレーナ・サージタンク（流路）〔S〕

設備分類	定義	主要設備 ([] 内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
4. 常設重大事故 防止設備 (設 計基準拡張)		(2) 計測制御系統施設 <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 [S] ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 [S] ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 [S] ・ 残留熱除去系ポンプ出口流量 [S] ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度 [C] ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 [S] ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 [S] ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 [C] ・ 残留熱除去系ポンプ出口圧力 [C] ・ 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量 [C] ・ 原子炉補機冷却水系系統流量 [S] ・ 6-2H 母線電圧 [S] ・ H P C S 125V 直流主母線電圧 [S] (3) 原子炉格納施設 <ul style="list-style-type: none"> ・ スプレイ管 (流路) [S] (4) 非常用電源設備 <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用ディーゼル発電機 [S] ・ 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ [S] ・ 非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク [S] ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 [S] ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ [S] ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトンク [S] ・ 125V 蓄電池 2H [S] ・ 125V 充電器 2H [S]

設備分類	定義	主要設備 ([] 内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
5. 常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）	設計基準対象施設のうち、重大事故等時に機能を期待する設備であって、重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する常設重大事故緩和設備以外の常設のもの	(1) 原子炉冷却系統施設 <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却水ポンプ [S] ・ 原子炉補機冷却海水ポンプ [S] ・ 原子炉補機冷却水系熱交換器 [S] ・ 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）配管・弁・海水系ストレーナ・サージタンク（流路） [S] (2) 非常用電源設備 <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用ディーゼル発電機 [S] ・ 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ [S] ・ 非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク [S]

第 1.5-3 表 津波防護対策の設備分類と設置目的

津波防護対策	設備分類	設置目的	
防潮堤	津波防護施設	津波による遡上波の地上部から敷地への到達・流入を防止する。	
防潮壁		取水路，放水路から津波が設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に到達することを防止する。	
取放水路 流路縮小工			
貯留堰			引き波時において，非常用海水ポンプによる補機冷却に必要な海水を確保し，非常用海水ポンプの機能を保持する。
逆流防止設備	浸水防止設備	屋外排水路等からの津波流入により浸水防護重点化範囲に到達することを防止する。	
水密扉		3号炉海水熱交換器建屋取水立坑からの津波流入により浸水防護重点化範囲に到達することを防止する。また，地震による海水系機器等の損傷による溢水が浸水防護重点化範囲に流入することを防止する。	
浸水防止蓋		3号炉海水熱交換器建屋補機ポンプエリア床開口等からの津波流入により浸水防護重点化範囲に到達することを防止する。また，地震による屋外タンクの損傷等による溢水が浸水防護重点化範囲に流入することを防止する。	
浸水防止壁		地震・津波による溢水に対して，浸水防護重点化範囲へ到達することを防止する。	
逆止弁付 ファンネル		2号炉海水ポンプ室補機ポンプエリア及び3号炉海水熱交換器建屋補機ポンプエリアからの津波流入により浸水防護重点化範囲に到達することを防止する。	
貫通部止水処置		取水路，放水路から流入した津波が浸水防護重点化範囲に到達することを防止する。また，地震による海水系機器等の損傷による溢水が浸水防護重点化範囲に流入することを防止する。	
津波監視カメラ		津波監視設備	敷地への津波の繰り返しの襲来を察知し，その影響を俯瞰的に把握する。
取水ピット水位計			



第 1.1.7-1 図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図 (その 1)

取水口
貯留庫
取水路

海水ポンプ室
原子炉補機冷却海水ポンプ
高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ

第 3 保管エリア
大容量送水ポンプ (タイプ I)
熱交換器ユニット
電源車
タンクローリー

緊急時対策建屋

差圧計
復旧電話設備 (固定型)
復旧無線設備 (携帯型)
無線連絡設備 (固定型)
無線連絡設備 (携帯型)
可搬型計測器
酸素濃度計

一般化酸素濃度計
緊急時対策所可搬型エリアモニタ
統合安全ネットワークを用いた通信連絡設備
安全メータ表示システム (SPDS) データ伝送設備
緊急時対策所加圧設備 (空気ポンプ)
可搬型タスト・より蒸サンプラ
7 線サーベイレイメータ
α 線サーベイレイメータ
β 線サーベイレイメータ
γ 線サーベイレイメータ
緊急時対策所非常用フィルタ装置
緊急時対策所非常用送風機
緊急時対策所非常用送風機
緊急時対策所非常用送風機
緊急時対策所非常用送風機
電源車 (緊急時対策所用)

復水貯蔵タンク
復水貯蔵タンク水位

軽油タンク
非常用アイゼンセル発電機燃料移送ポンプ
高圧炉心スプレイセル発電機燃料移送ポンプ

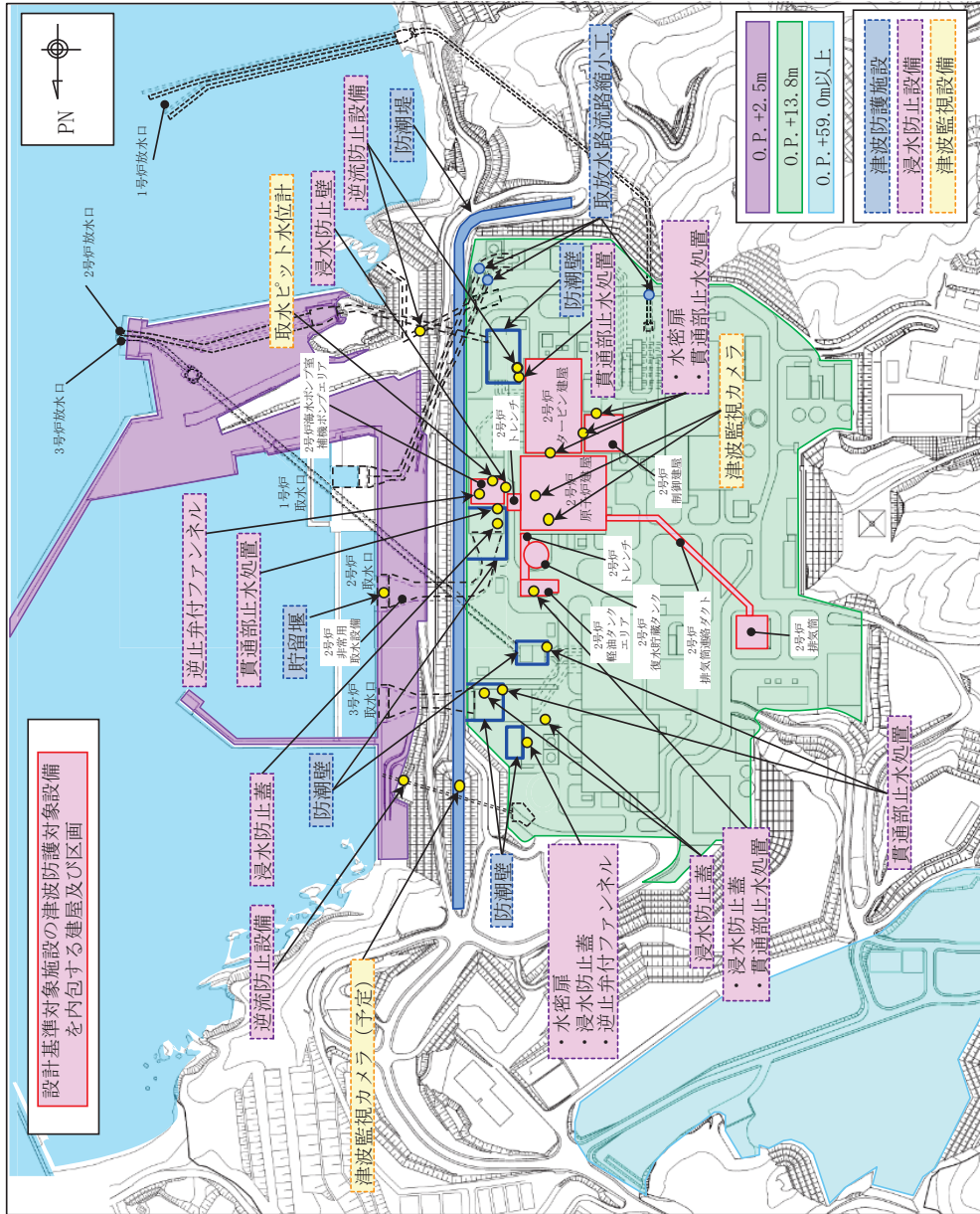
第 4 保管エリア
大容量送水ポンプ (タイプ I)
大容量送水ポンプ (タイプ II)
熱交換器ユニット
可搬型蒸気ガス供給装置
取水路
泡消火薬箱油会装置
シラントポンプ
小型船舶
代替気象観測設備
可搬型モニタリングポスト
ブルトローザ
バックボウ

緊急用電気品建屋
ガスタービン発電機
緊急用高圧母線システム

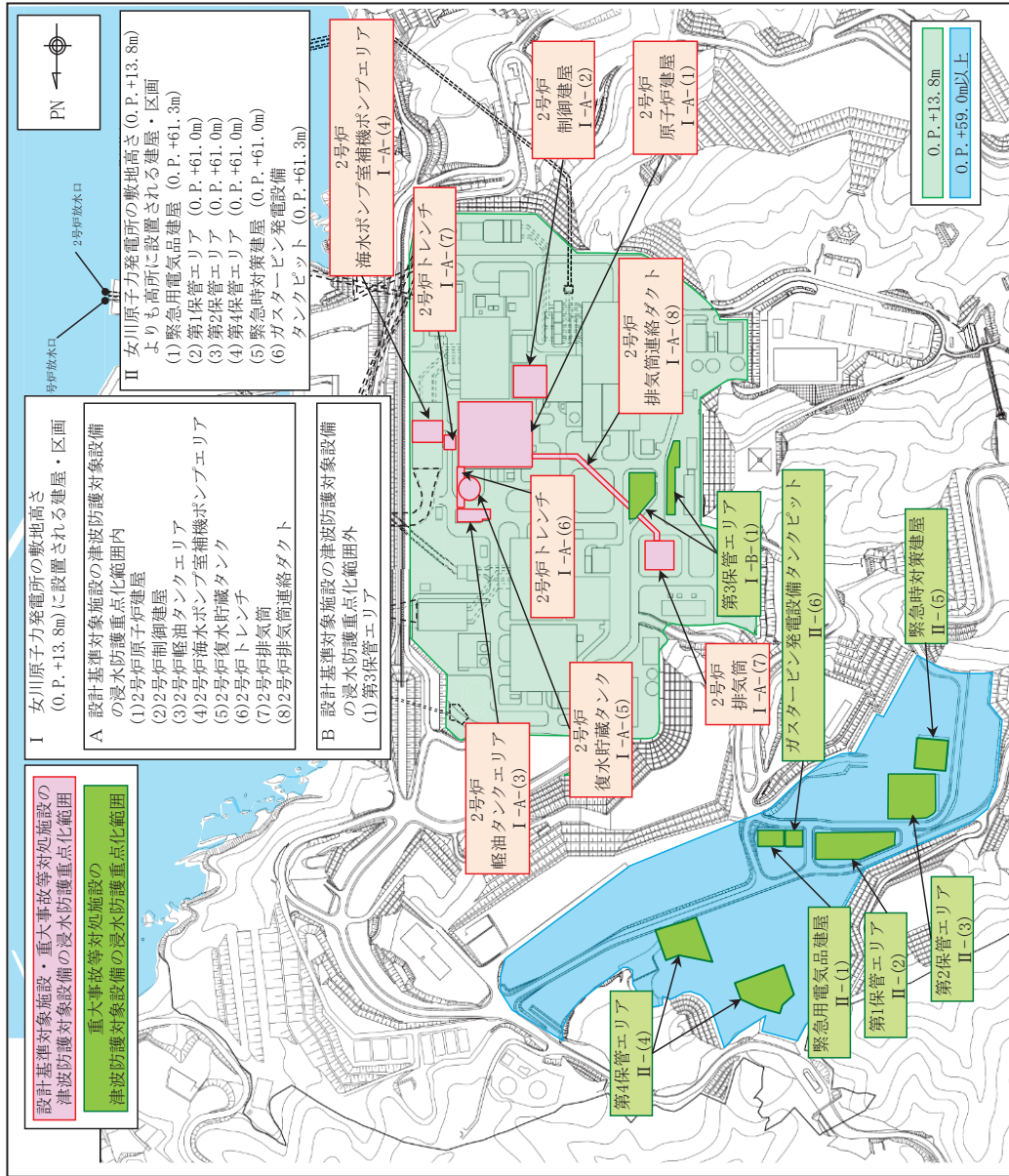
ガスタービン発電設備燃料貯蔵タンク
ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ

第 1 保管エリア
大容量送水ポンプ (タイプ I)
大容量送水ポンプ (タイプ II)
熱交換器ユニット
可搬型蒸気ガス供給装置
放水池
泡消火薬箱混合装置
シラントポンプ
小型船舶
可搬型モニタリングポスト
ブルトローザ
バックボウ

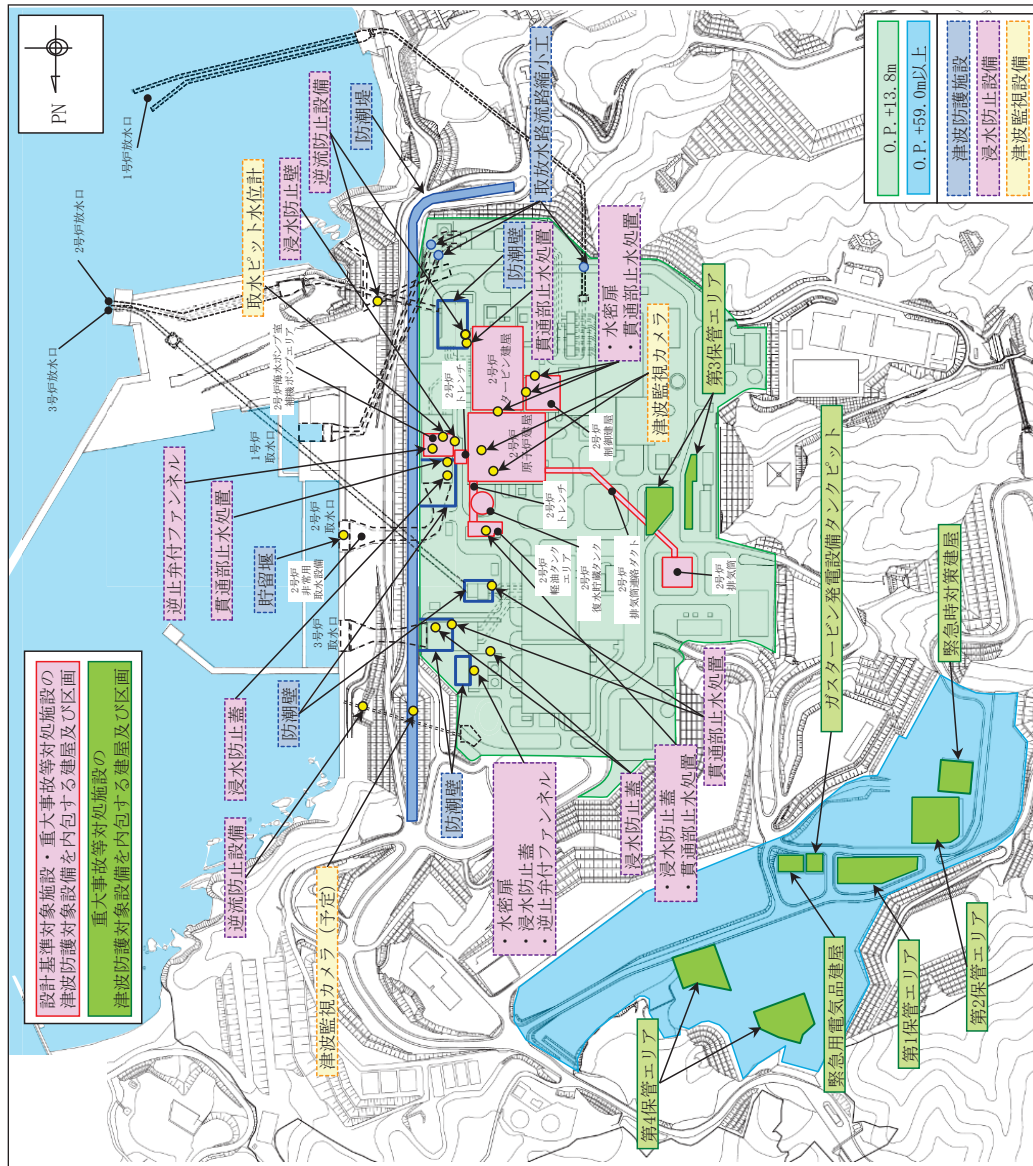
第 2 保管エリア
大容量送水ポンプ (タイプ I)
大容量送水ポンプ (タイプ II)
熱交換器ユニット
可搬型蒸気ガス供給装置
代替気象観測設備
可搬型モニタリングポスト



第1.5-3図 敷地の特性に応じた津波防護の概要



第1.5-24図 重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画



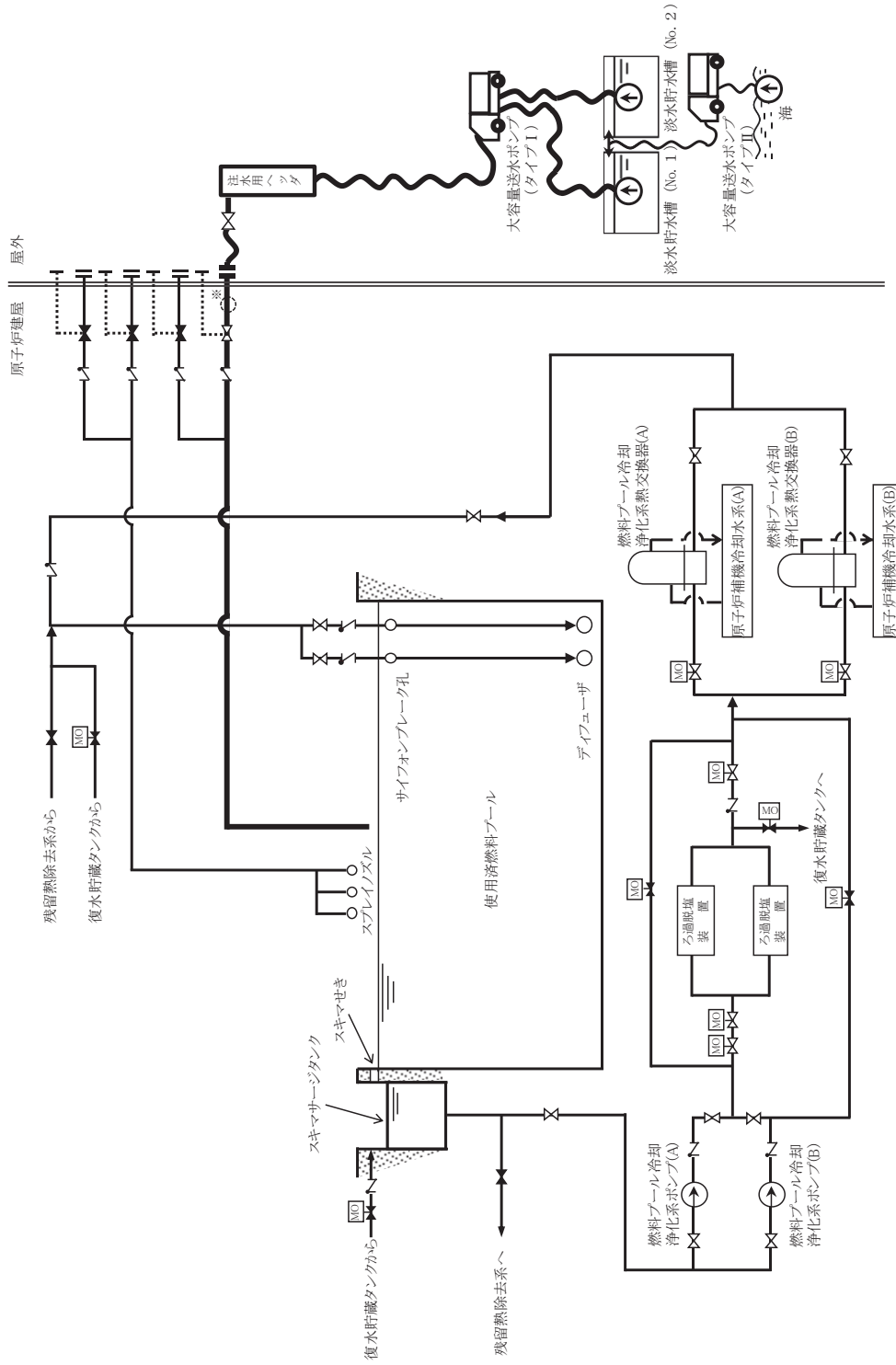
第1.5-25図 敷地の特性に応じた重大事故等対処施設の津波防護の概要

頁	行	補正前	補正後
8-4-10	上12	燃料交換フロア <u>エリア放射線</u> モニタ	燃料交換フロア_放射線モニタ
8-4-12	上6	燃料交換フロア <u>エリア放射線</u> モニタ	燃料交換フロア_放射線モニタ
8-4-12	上7	燃料交換フロア <u>エリア放射線</u> モニタ	燃料交換フロア_放射線モニタ
8-4-15	下5	<u>使用済燃料プールの</u>	<u>また、使用済燃料プールの</u>
8-4-25	下1	第4.3-8図に示す。	第4.3-9図に示す。
8-4-36	下7～下6	燃料交換フロア <u>エリア放射線</u> モニタ	燃料交換フロア_放射線モニタ
8-4-52	下4	燃料交換フロア <u>エリア放射線</u> モニタ	燃料交換フロア_放射線モニタ
8-4-58	下3～下1	<u>及び「第4.3-8図 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱（原子炉補機代替冷却水系））」</u>	<u>、「第4.3-8図 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱（原子炉補機代替冷却水系A系））」及び「第4.3-9図 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱（原子炉補機代替冷却水系B系））」</u>
8-4-60		第4.3-1図 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水）	別紙8-4-1に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
8-4-61		第4.3-2図 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水）	別紙8-4-2に変更する。
8-4-62		第4.3-3図 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プールスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイ）	別紙8-4-3に変更する。
8-4-63		第4.3-4図 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プールスプレイ系（可搬型）による使用済燃料プールへのスプレイ）	別紙8-4-4に変更する。
8-4-66		第4.3-7図 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（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））	別紙8-4-5に変更する。
8-4-67		第4.3-8図 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱（原子炉補機代替冷却水系））	別紙8-4-6に変更する。
8-4-67 の次		（記載追加）	別紙8-4-7を追加する。

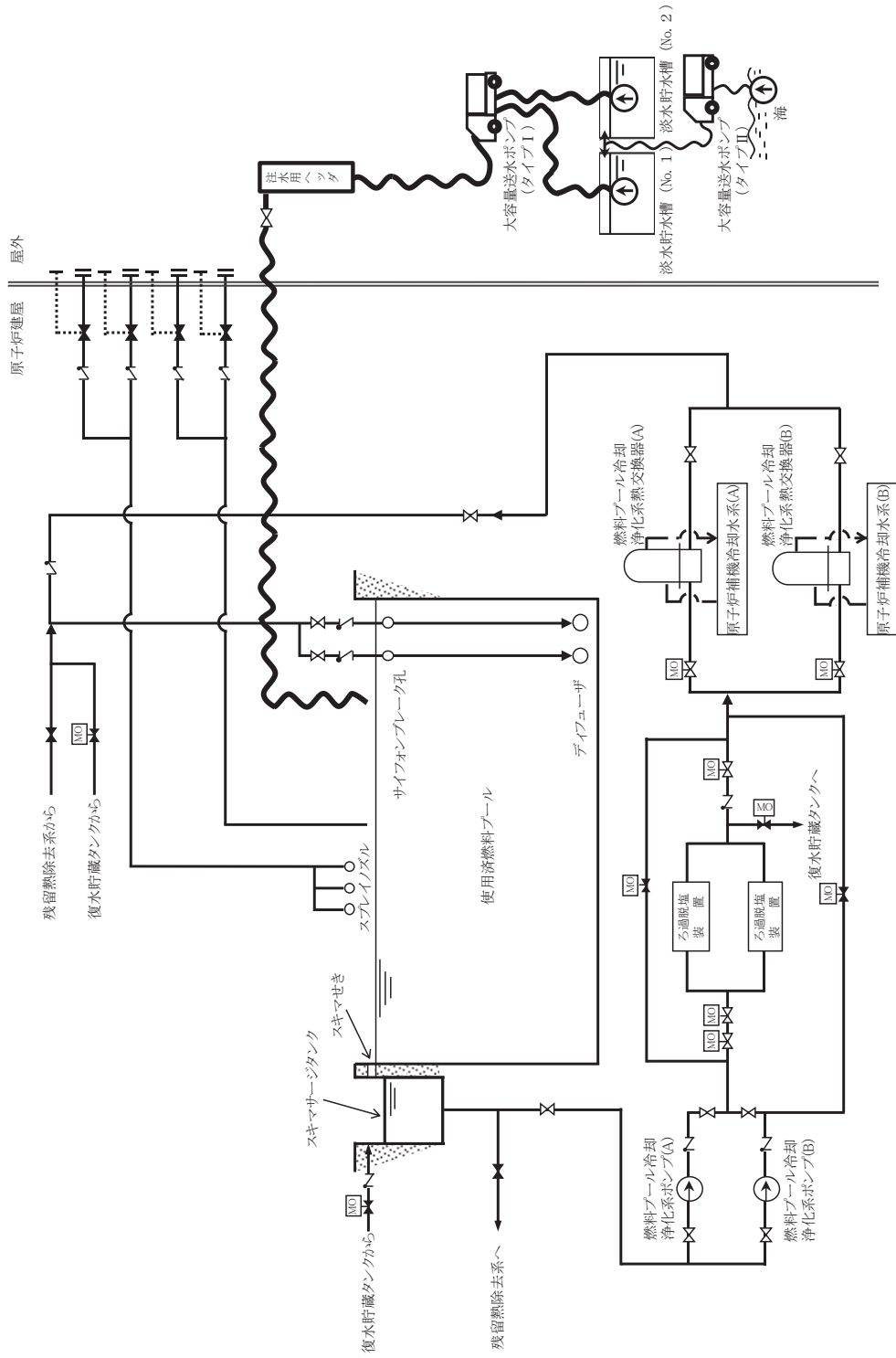
なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。



※:ホースの接続も可能

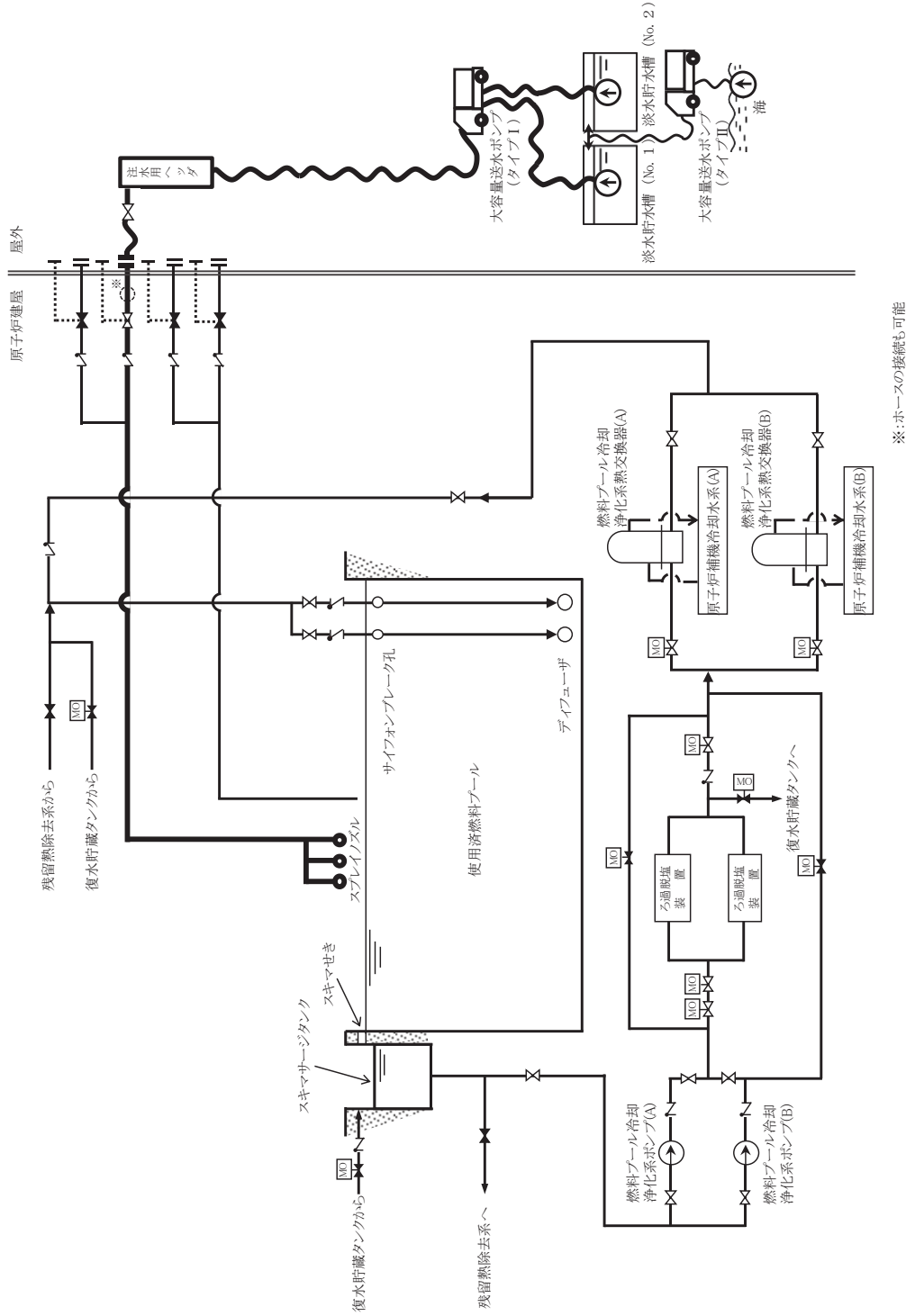
第 4.3-1 図 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プール代替注水系 (常設配管) による使用済燃料プ

ールへの注水)



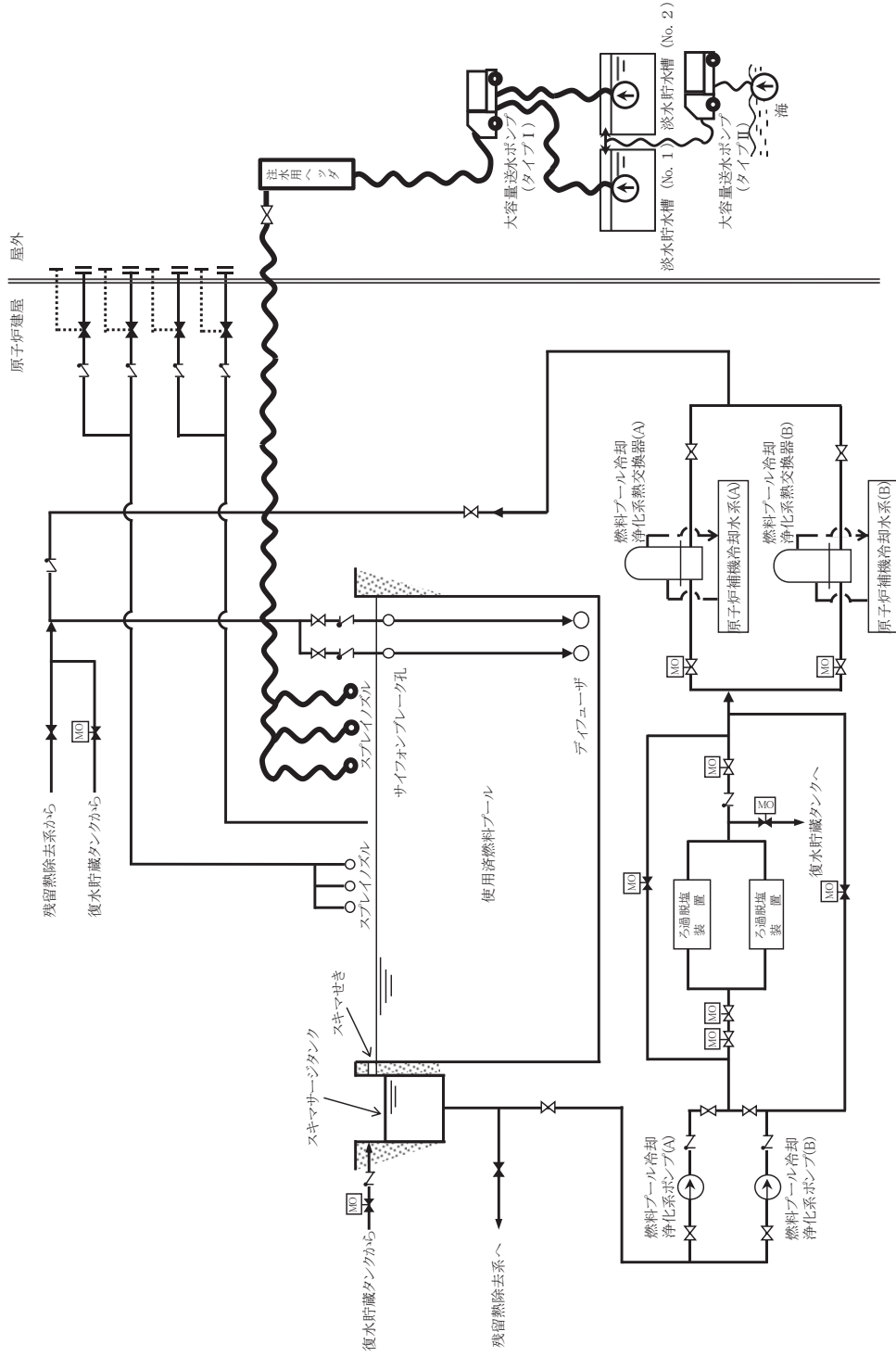
第 4.3-2 図 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プー

ルへの注水）

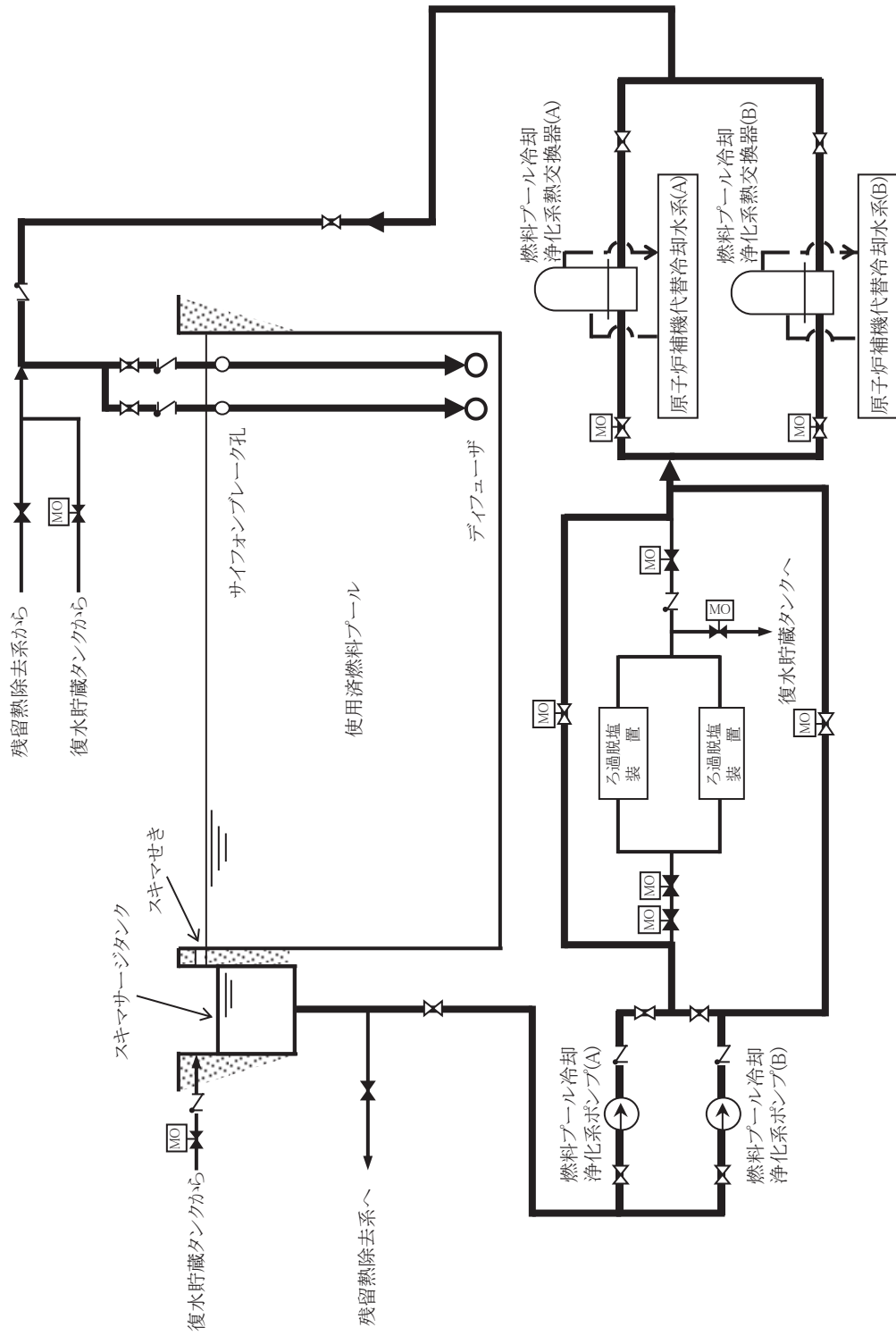


第 4.3-3 図 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プールの冷却系 (常設配管) による使用済燃料プ

ールへのスプレイ)

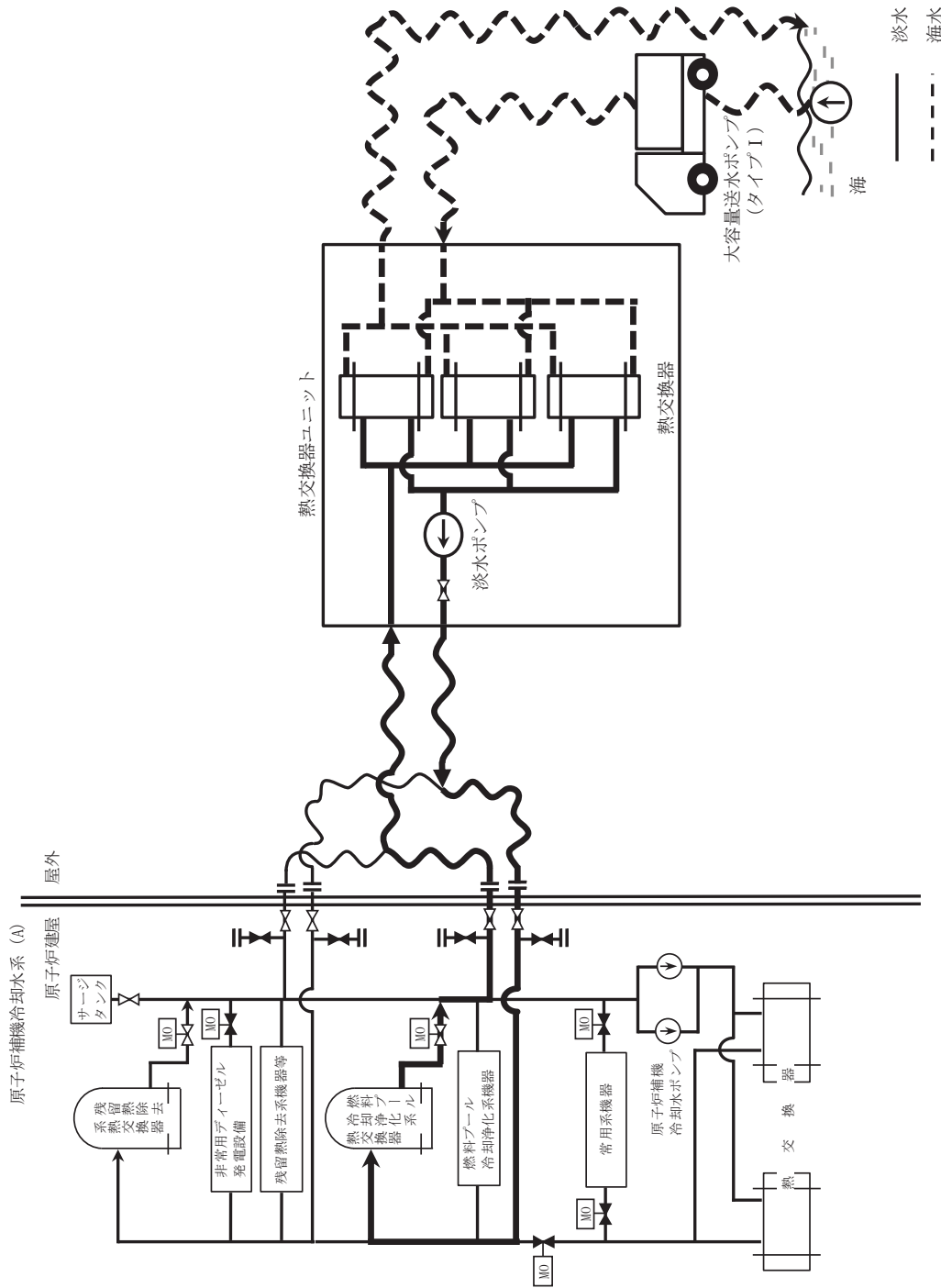


第 4.3-4 図 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プールスプレイ系（可搬型）による使用済燃料プールへのスプレイ）



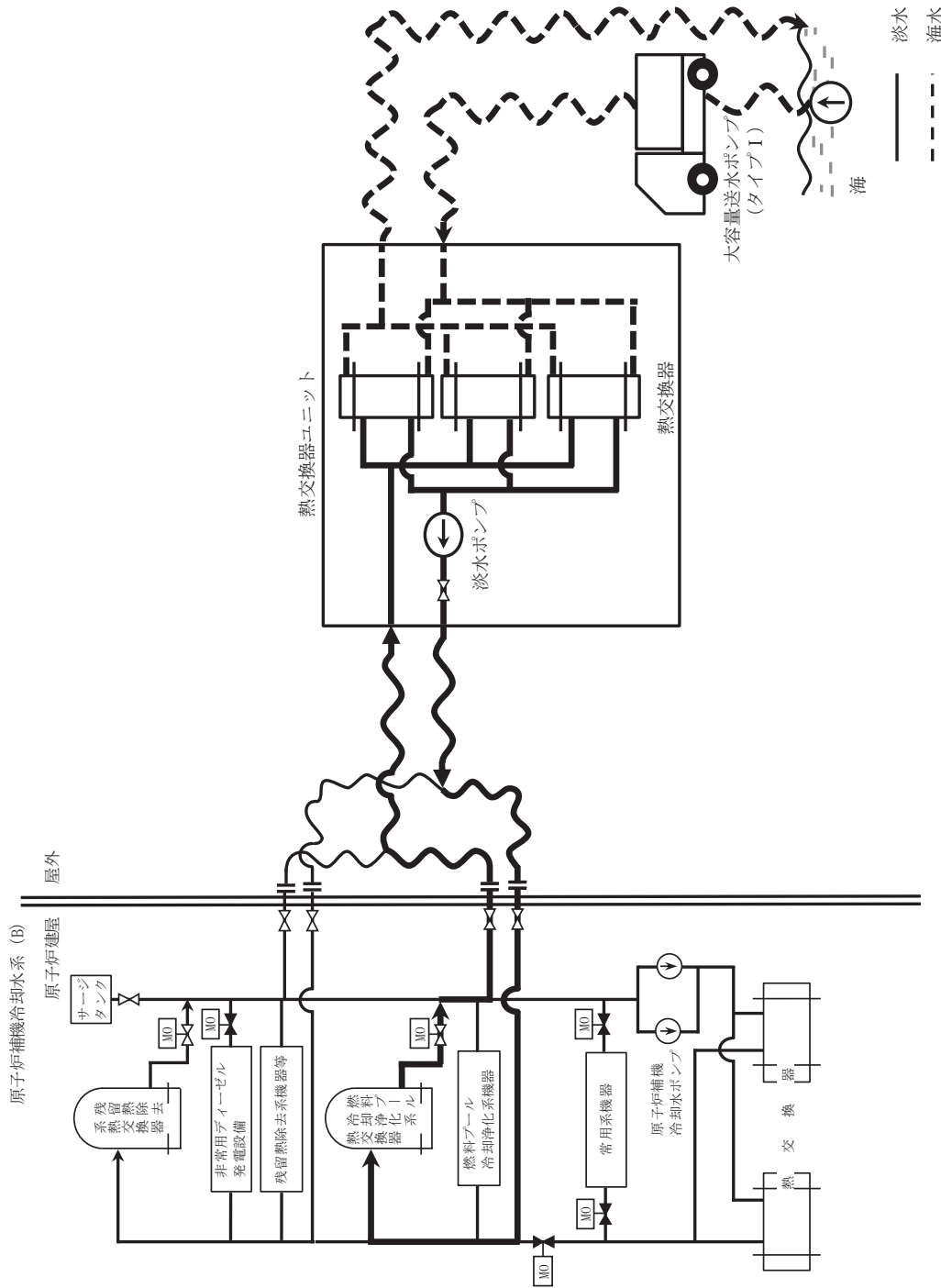
第 4.3-7 図 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱

（燃料プール冷却浄化系））



第 4.3-8 図 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱

(原子炉補機代替冷却水系 A 系))



第 4.3-9 図 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱

(原子炉補機代替冷却水系 B 系))

頁	行	補正前	補正後
8-5-113	上10	第5.10-3図に示す。	第5.10-4図に示す。
8-5-138	上3	常設代替_電源設備	常設代替 <u>交流</u> 電源設備
8-5-139	下3～下1	<u>及び</u> 「第5.10-3図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図（原子炉補機代替冷却水系_による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）」_	、「第5.10-3図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図（原子炉補機代替冷却水系 <u>A系</u> による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）」 <u>及び</u> 「第5.10-4図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図（原子炉補機代替冷却水系 <u>B系</u> による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）」_
8-5-142		第5.4-2図 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設備系統概要図（原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却）	別紙8-5-1に変更する。
8-5-144		第5.5-1図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（原子炉減圧の自動化、手動による原子炉減圧、代替直流電源設備による復旧、代替交流電源設備による復旧）	別紙8-5-2に変更する。
8-5-145		第5.5-2図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁機能回復）	別紙8-5-3に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
8-5-146		第5.5-3図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁機能回復）	別紙8-5-4に変更する。
8-5-147		第5.6-1図 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設備系統概要図（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による発電用原子炉の冷却）	別紙8-5-5に変更する。
8-5-148		第5.6-2図 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設備系統概要図（低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による発電用原子炉の冷却）	別紙8-5-6に変更する。
8-5-149		第5.6-3図 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設備系統概要図（低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却）	別紙8-5-7に変更する。
8-5-152	下2	常設代替_電源設備	常設代替 <u>交流</u> 電源設備
8-5-157		第5.7-4図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備系統概要図（代替淡水源を水源とした場合に用いる設備）	別紙8-5-8に変更する。

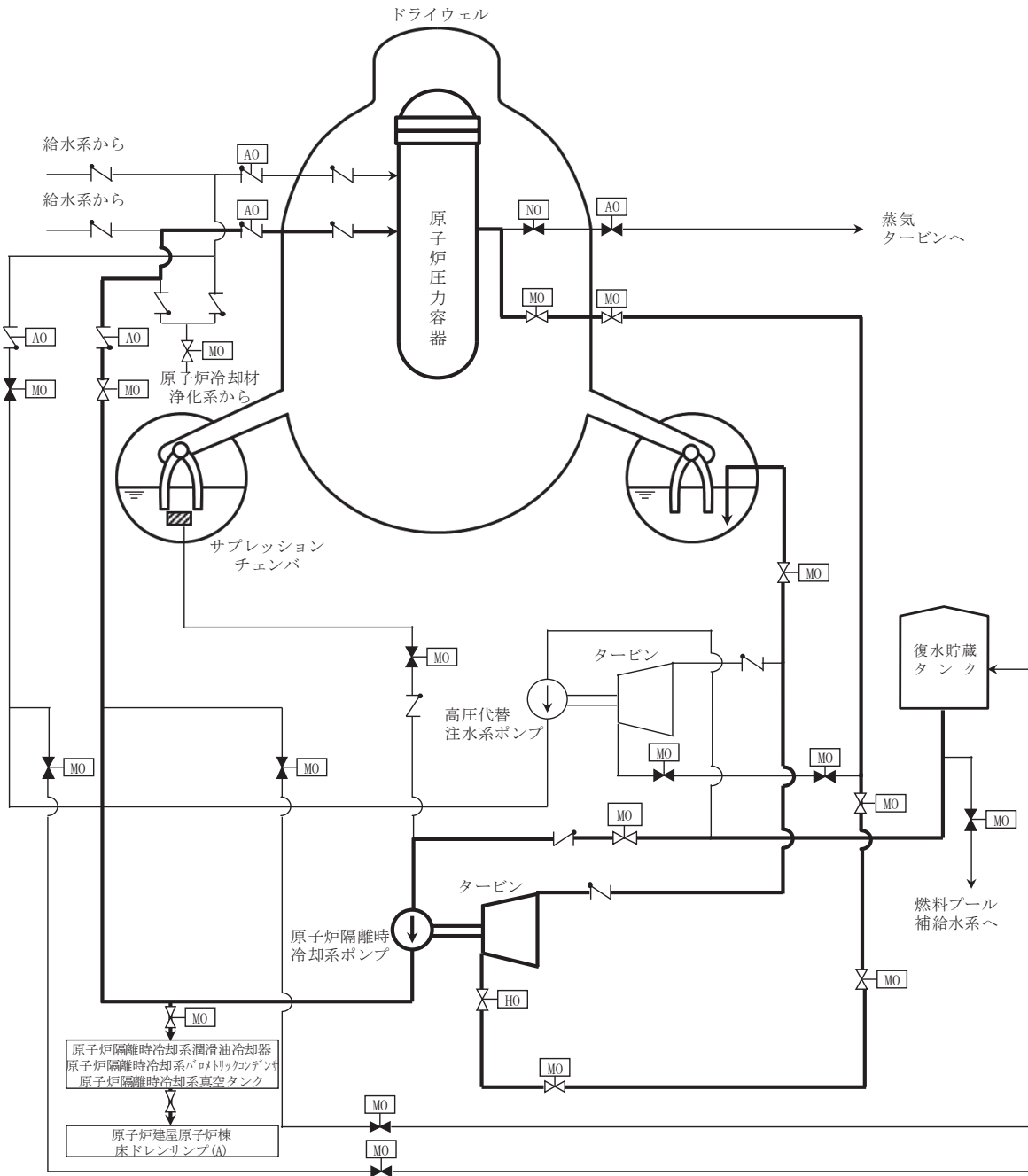
なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
8-5-158		第5.7-5図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図（海を水源とした場合に用いる設備（各系統の水源として使用））	別紙8-5-9に変更する。
8-5-162		第5.7-9図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図（復水貯蔵タンクへ水を供給するための設備（代替淡水源を水源とした場合））	別紙8-5-10に変更する。
8-5-163		第5.7-10図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図（復水貯蔵タンクへ水を供給するための設備（海を水源とした場合））	別紙8-5-11に変更する。
8-5-164		第5.7-11図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図（復水貯蔵タンクへ水を供給するための設備（海を水源として淡水貯水槽へ水を供給する場合））	別紙8-5-12に変更する。
8-5-165		第5.10-1図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図（原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）	別紙8-5-13に変更する。
8-5-166		第5.10-2図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図（耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）	別紙8-5-14に変更する。

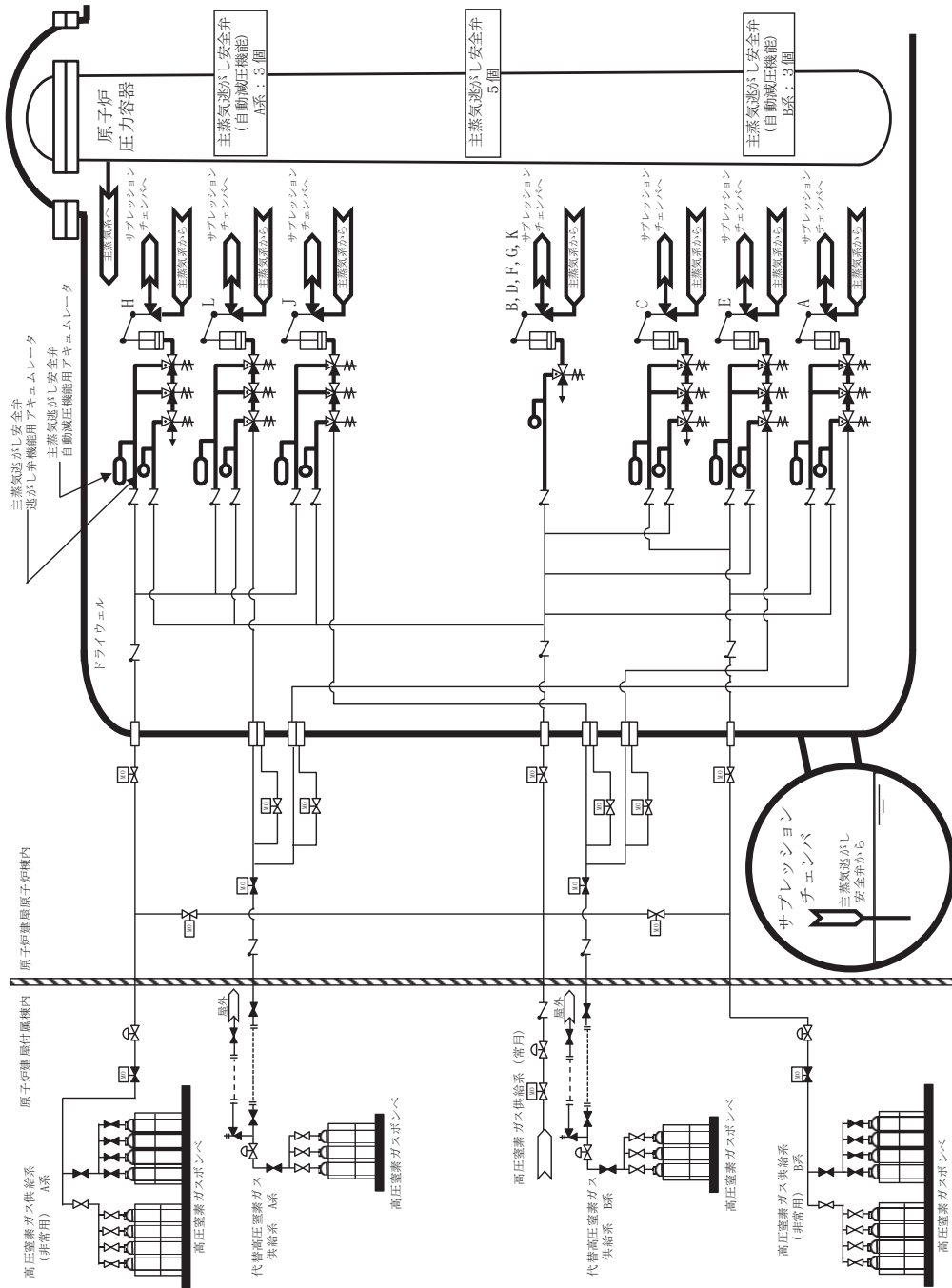
なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
8-5-167		第5.10-3図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図（原子炉補機代替冷却水系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）	別紙8-5-15に変更する。
8-5-167 の次		(記載追加)	別紙8-5-16を追加する。

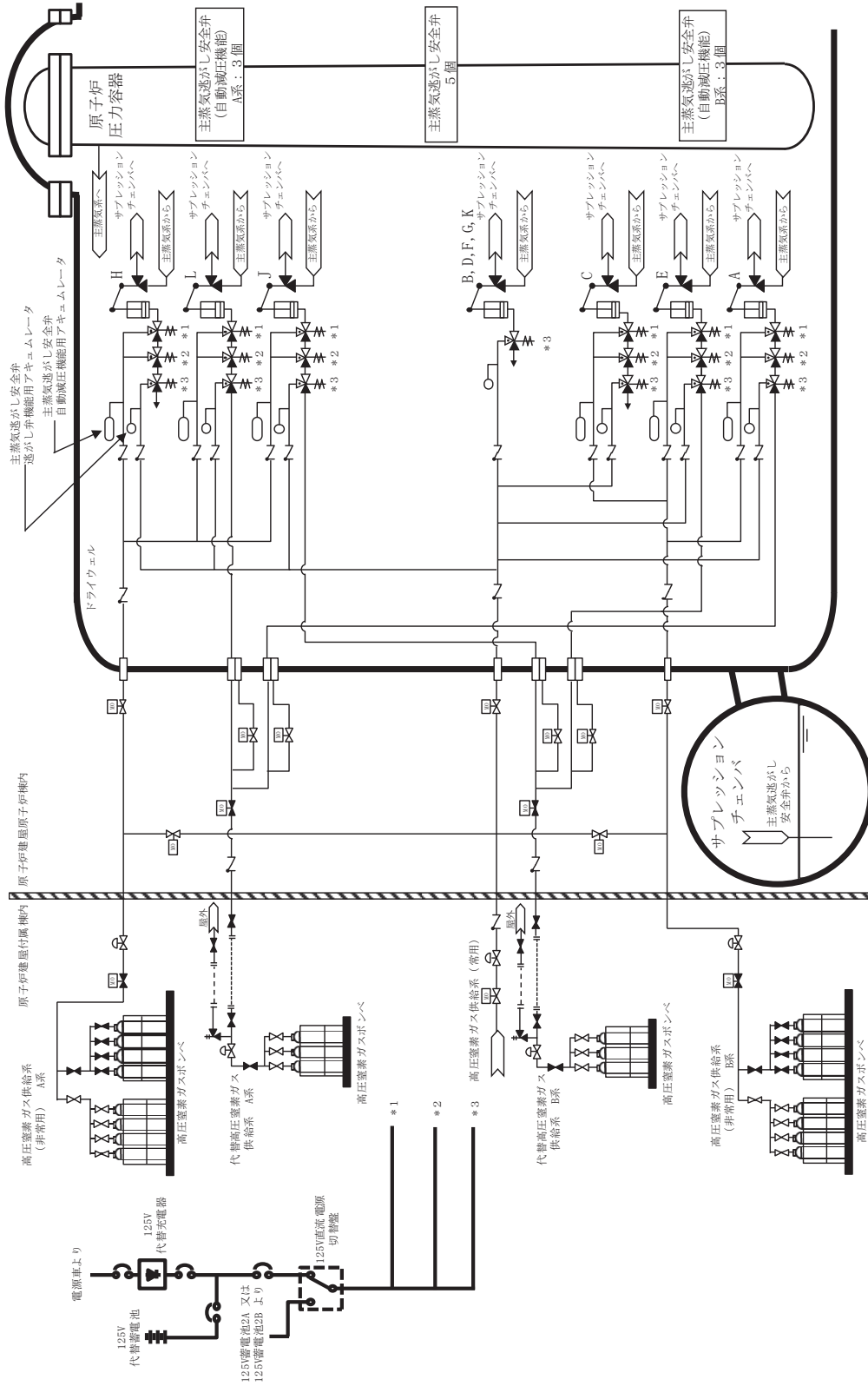
なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。



第5.4-2図 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設備系統概要図（原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却）

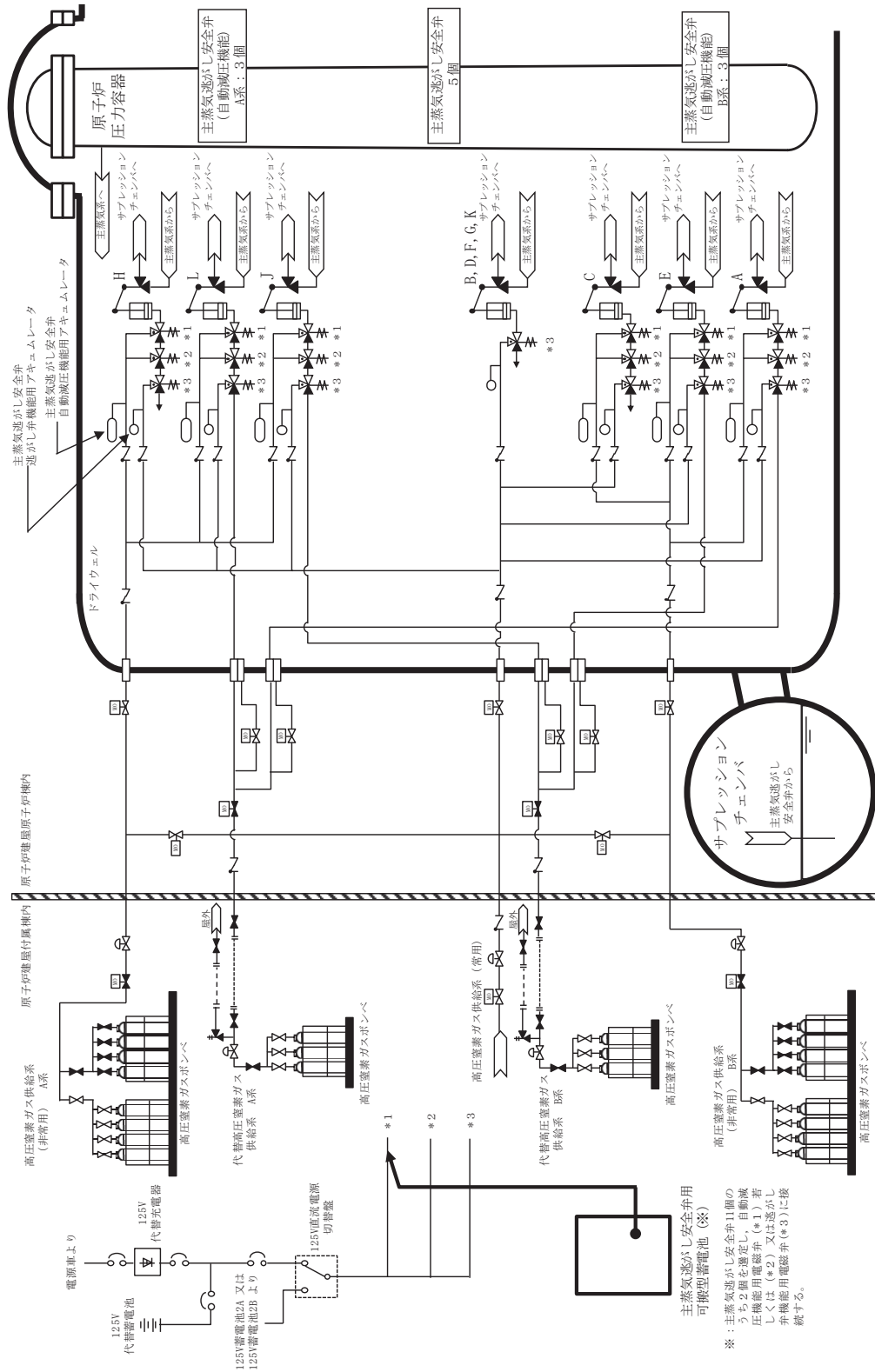


第5.5-1図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（原子炉減圧の自動化、手動による原子炉減圧、代替直流電源設備による復旧、代替交流電源設備による復旧）



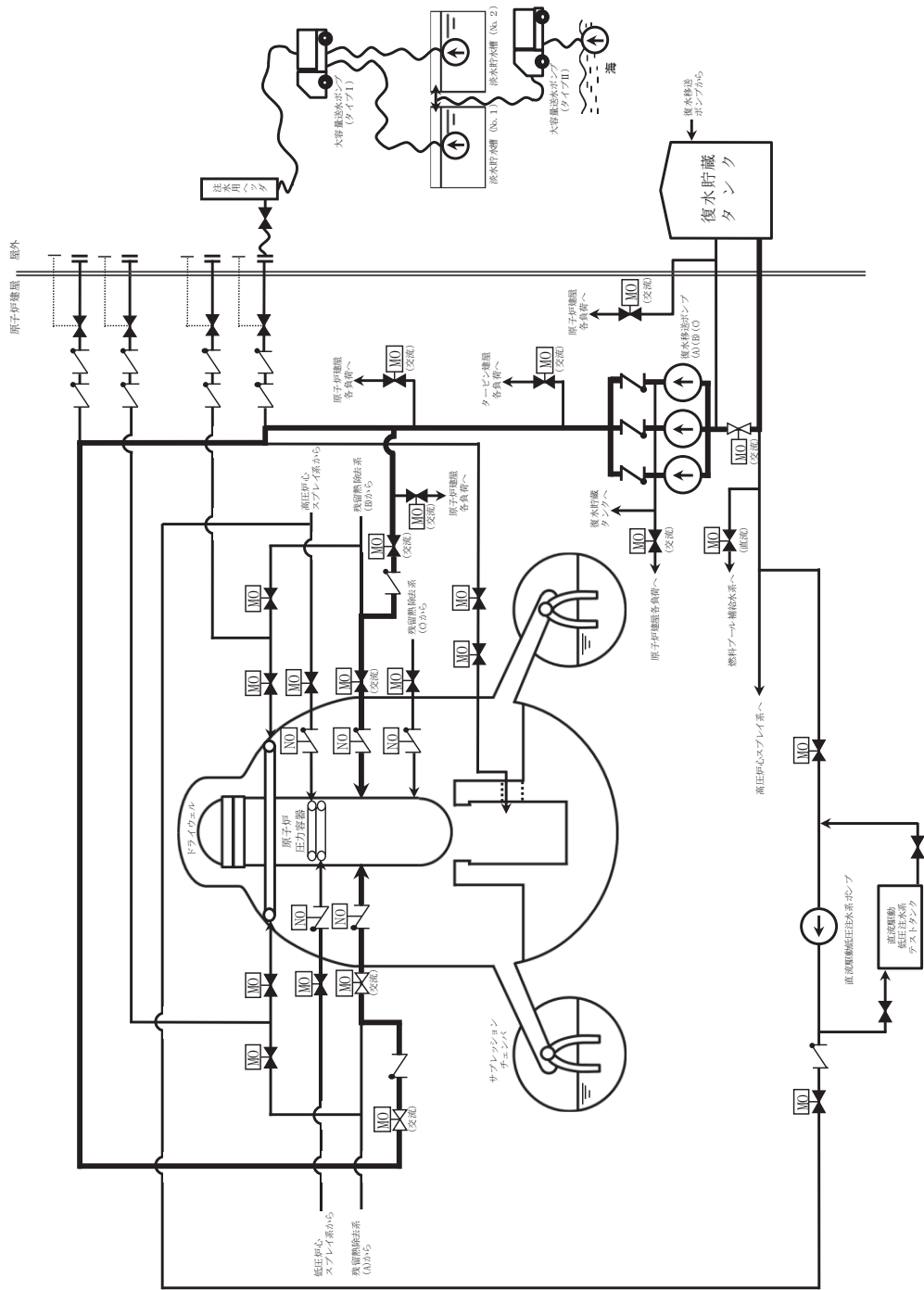
第5.5-2図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図 (可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし

安全弁機能回復)



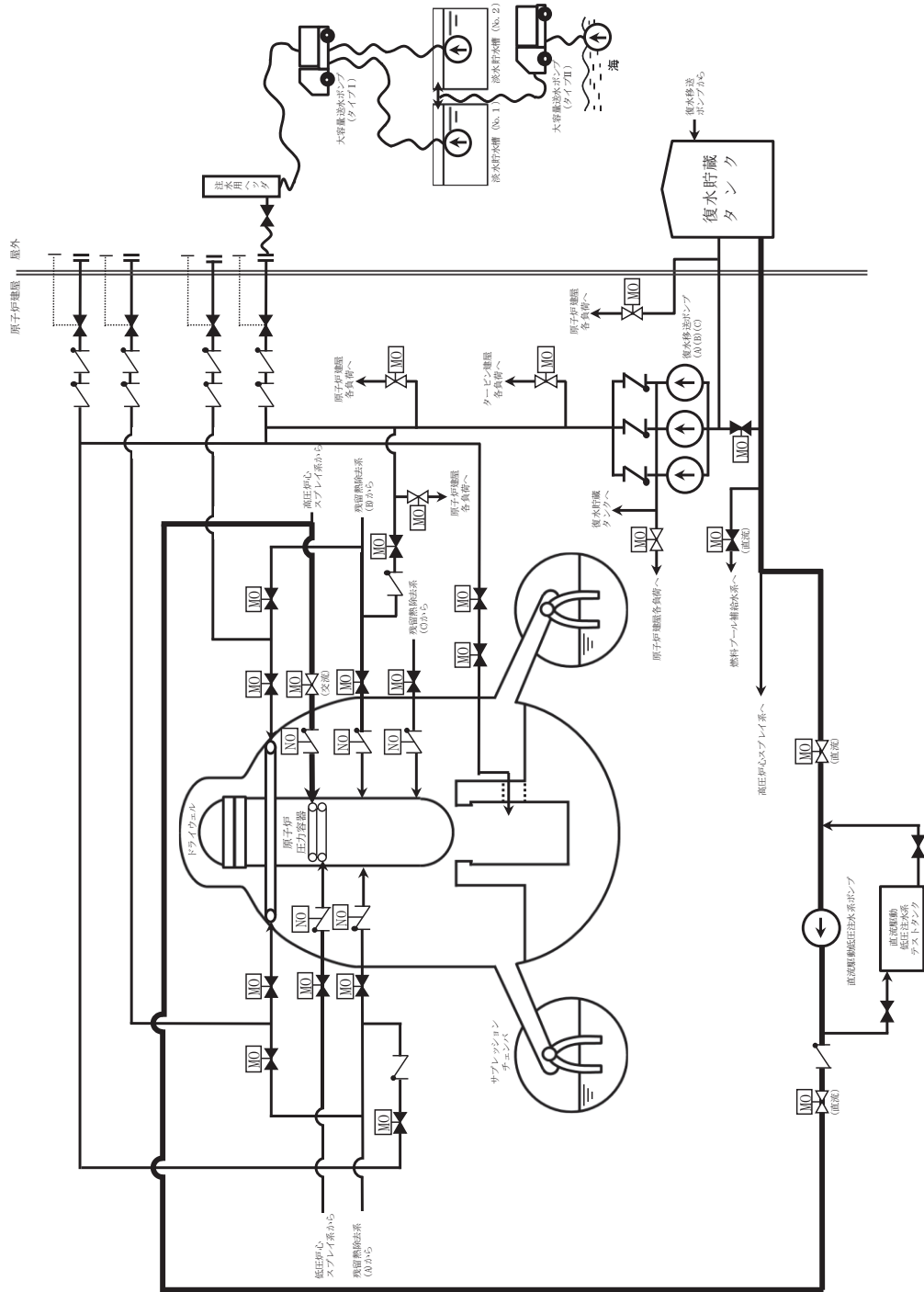
第5.5-3図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図 (主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主

蒸気逃がし安全弁機能回復)



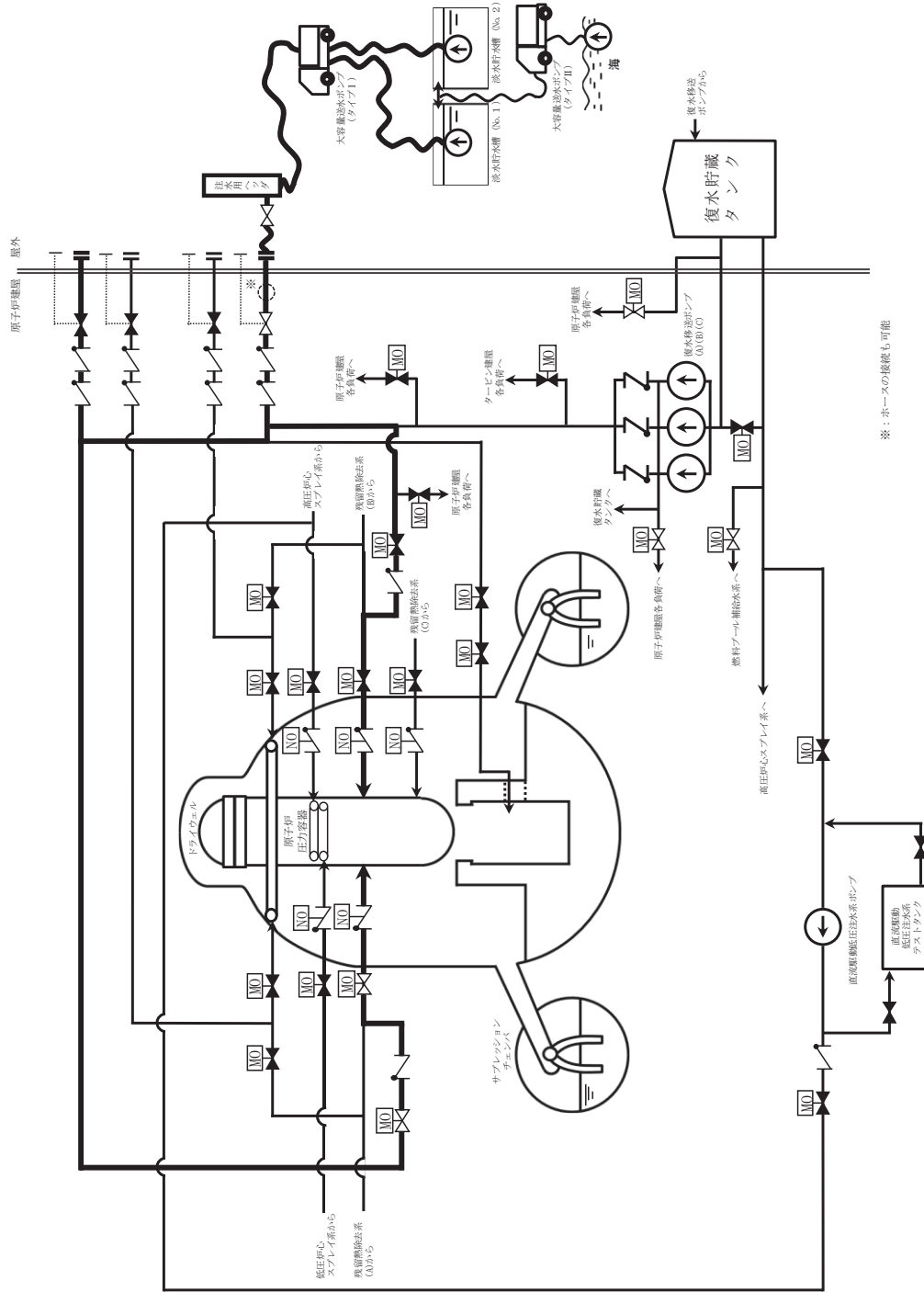
第5.6-1図 原子炉冷却材圧カバウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図 (低圧代替注水系 (常設))

(復水移送ポンプ) による発電用原子炉の冷却)



第5.6-2図 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設備系統概要図 (低圧代替注水系 (常設))

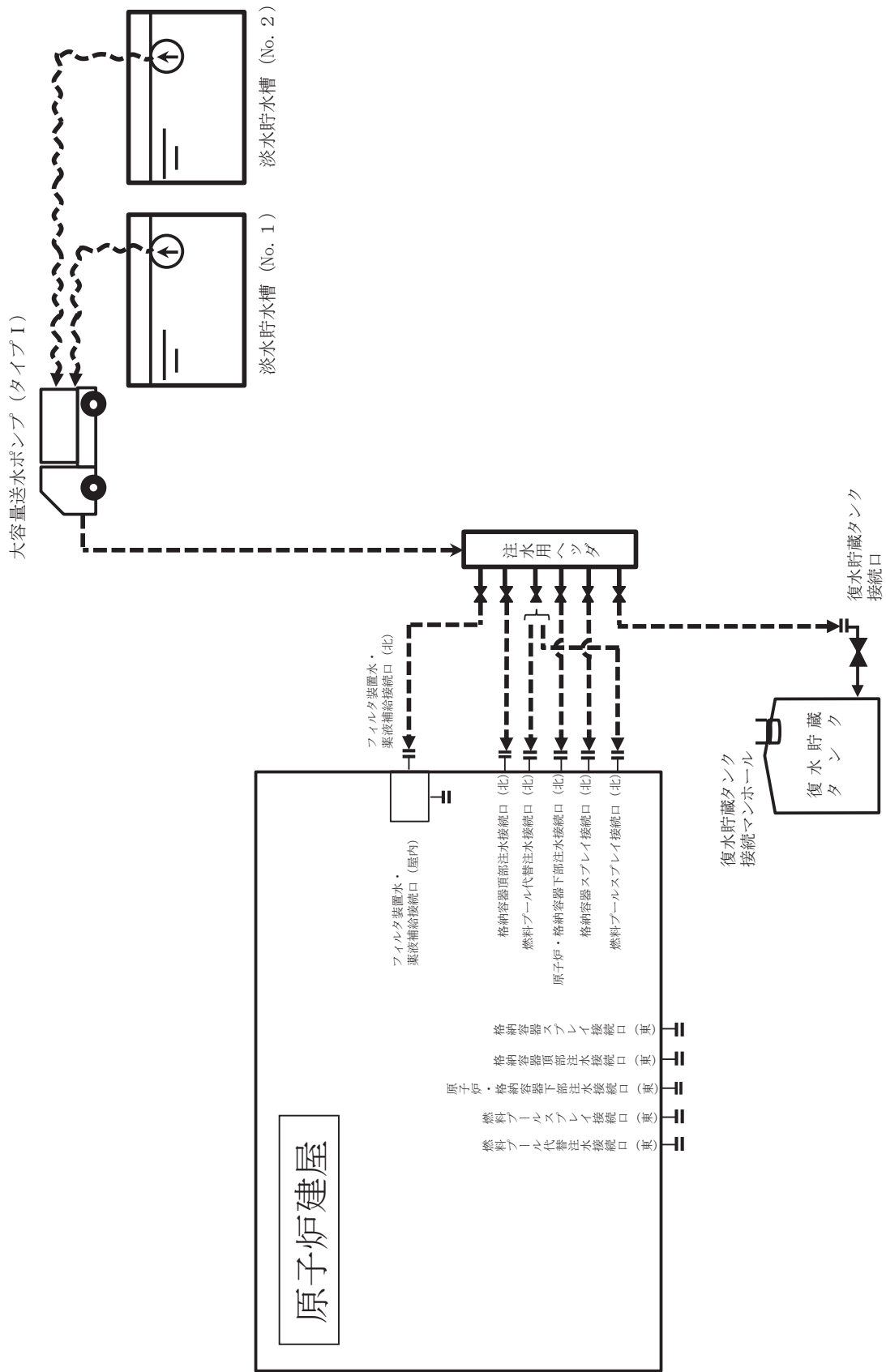
(直流駆動低圧注水系ポンプ) による発電用原子炉の冷却)



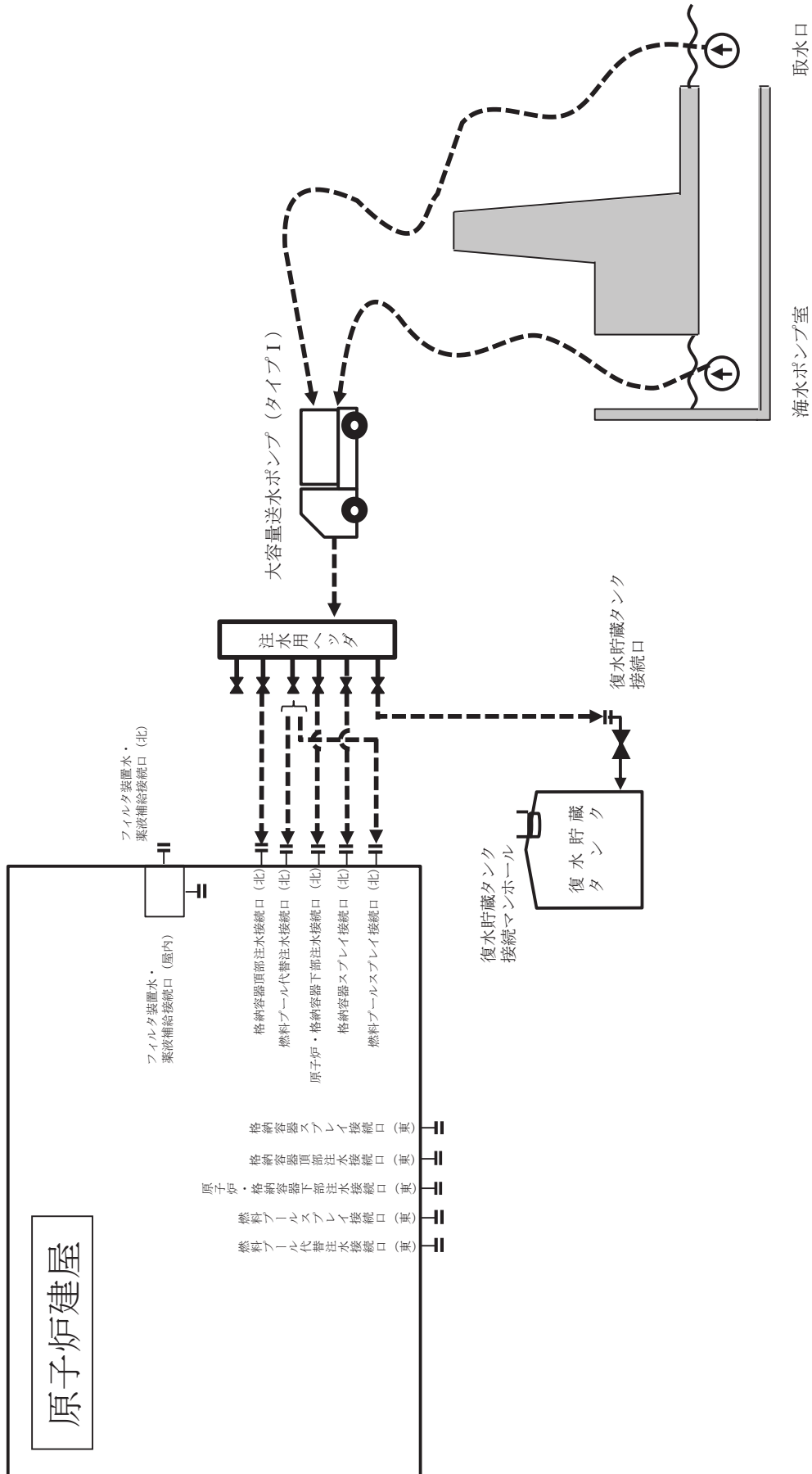
※：ホースの接続も可能

第5.6-3図 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設備系統概要図（低圧代替注水系（可搬

型）による発電用原子炉の冷却）

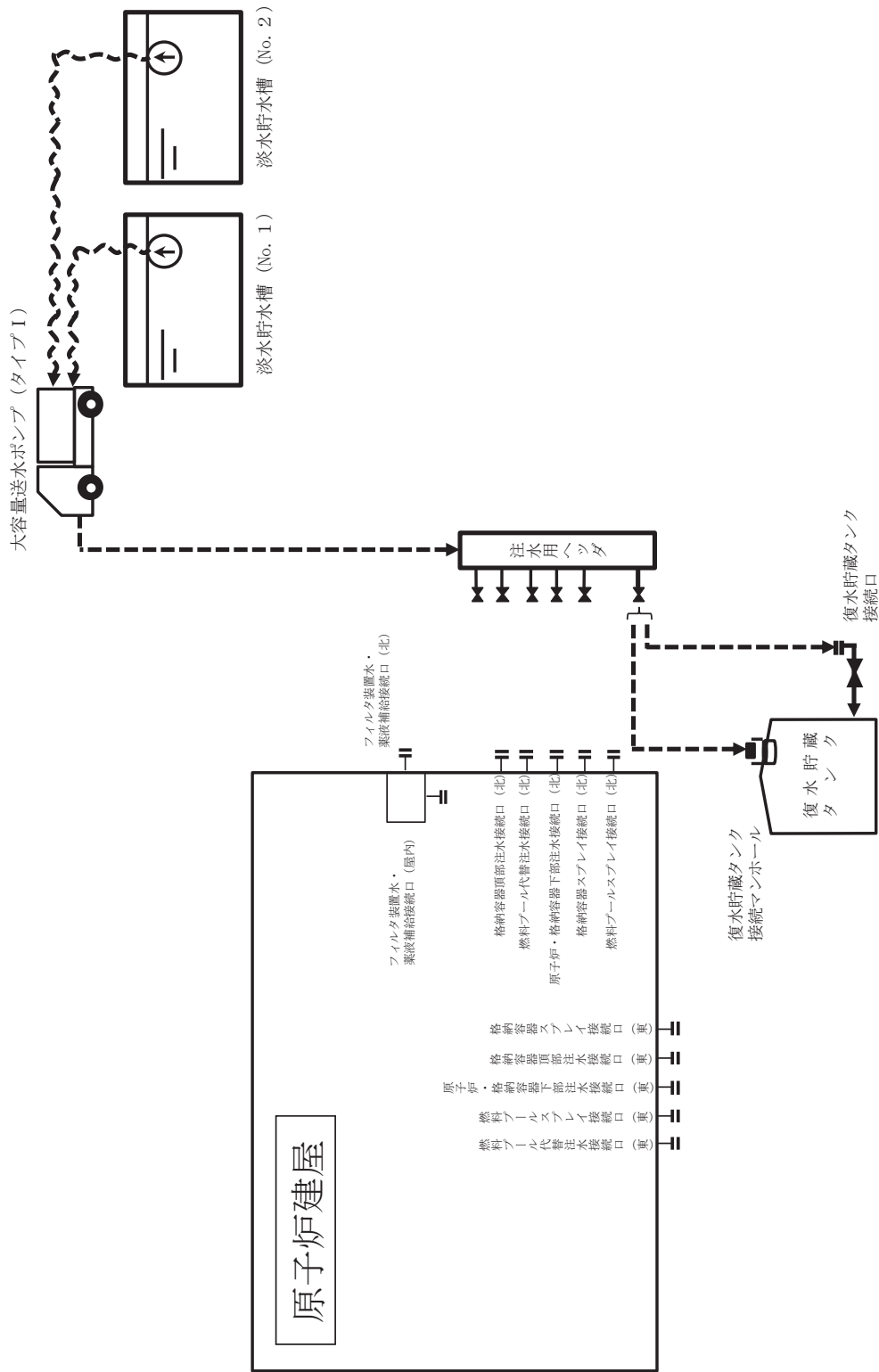


第5.7-4図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備系統概要図 (代替淡水源を水源とした場合に用いる設備)

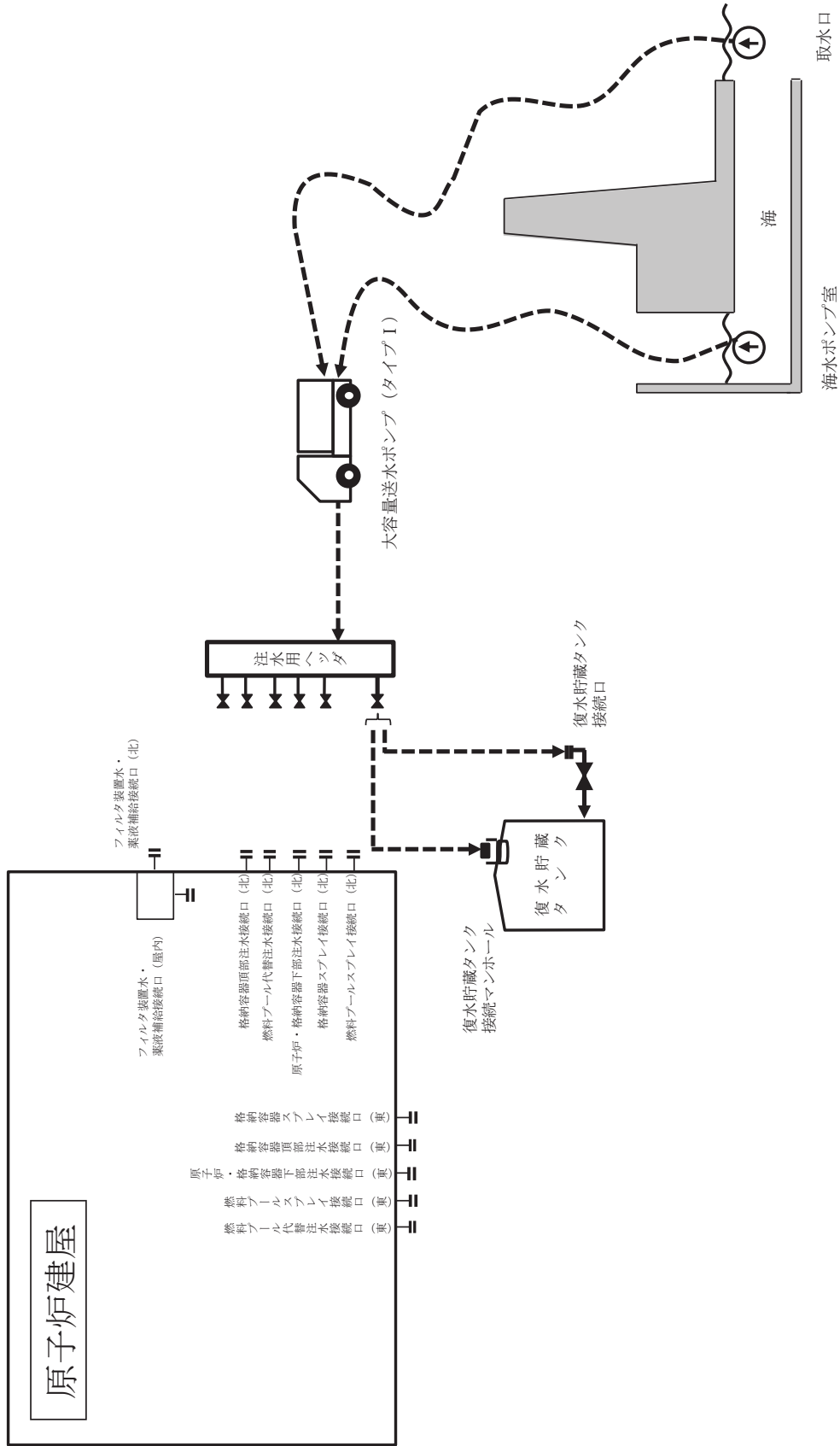


第5.7-5図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備系統概要図（海を水源とした場合に用いる設備（各系統の水源と

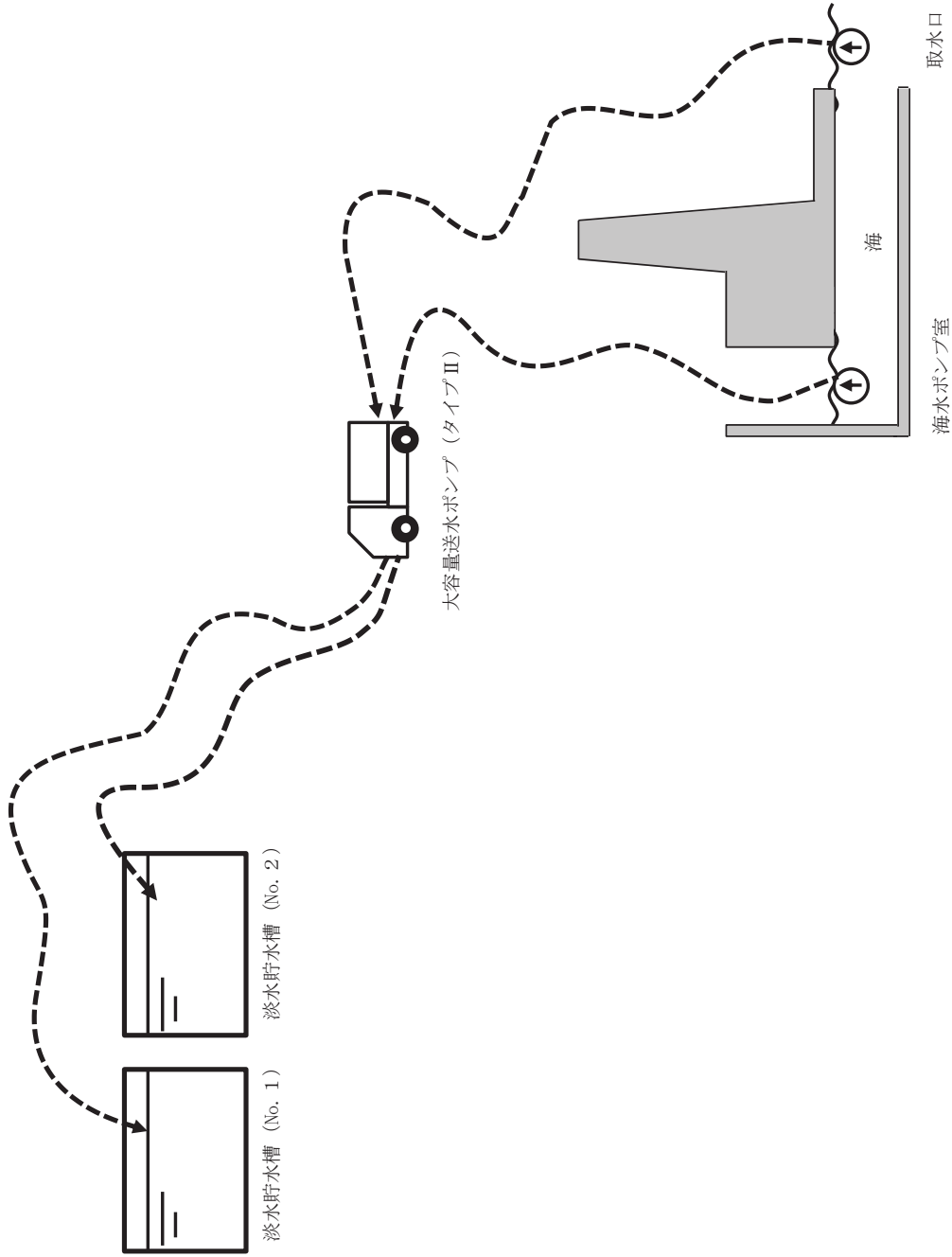
して使用））



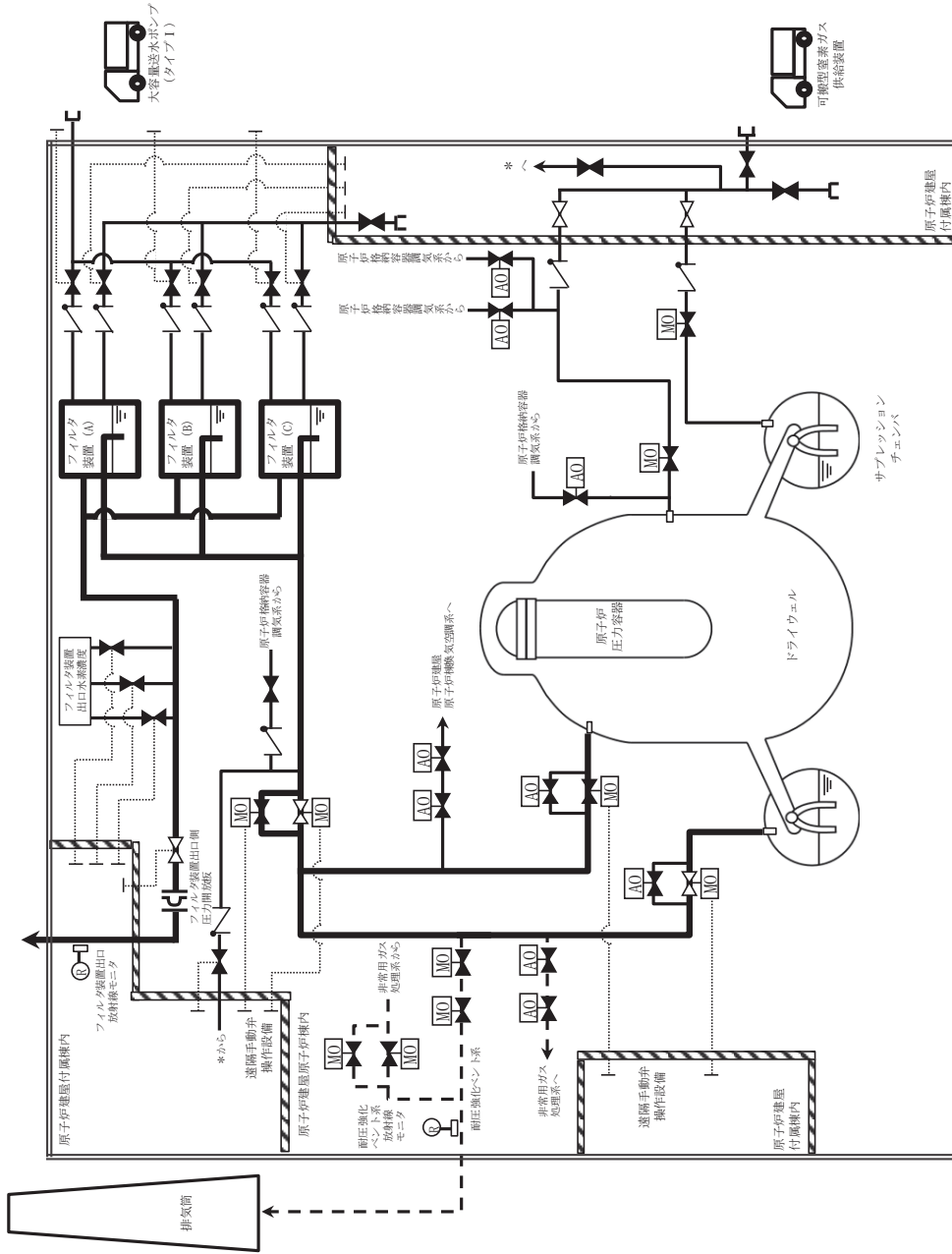
第5.7-9図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備系統概要図（復水貯蔵タンクへ水を供給するための設備（代替淡水源を水源とした場合））



第5.7-10図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備系統概要図 (復水貯蔵タンクへ水を供給するための設備 (海を水源とした場合))



第5.7-11図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備系統概要図（復水貯蔵タンクへ水を供給するための設備（海を水源として淡水貯水槽へ水を供給する場合））

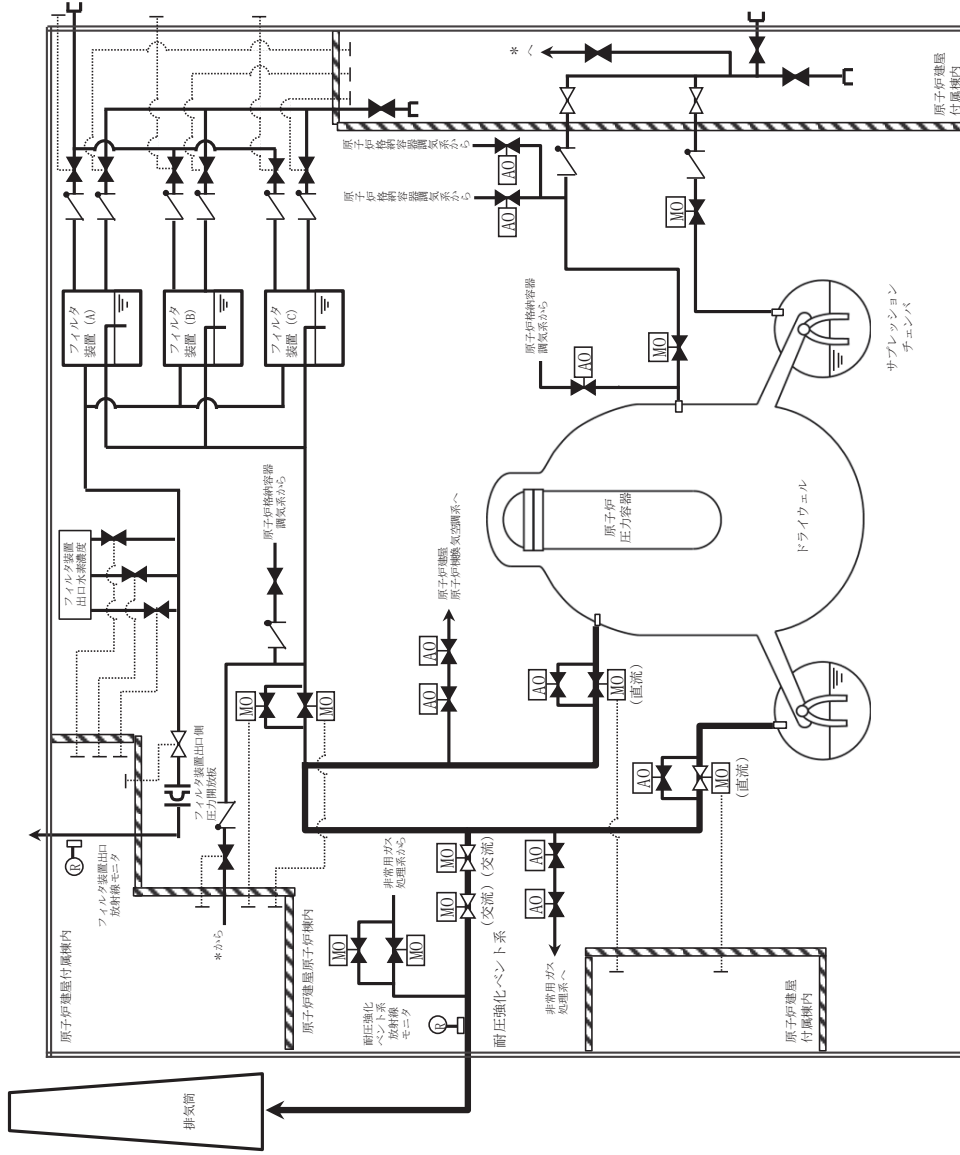


サブプレッショントラップからの排気時の系統状態を示す。

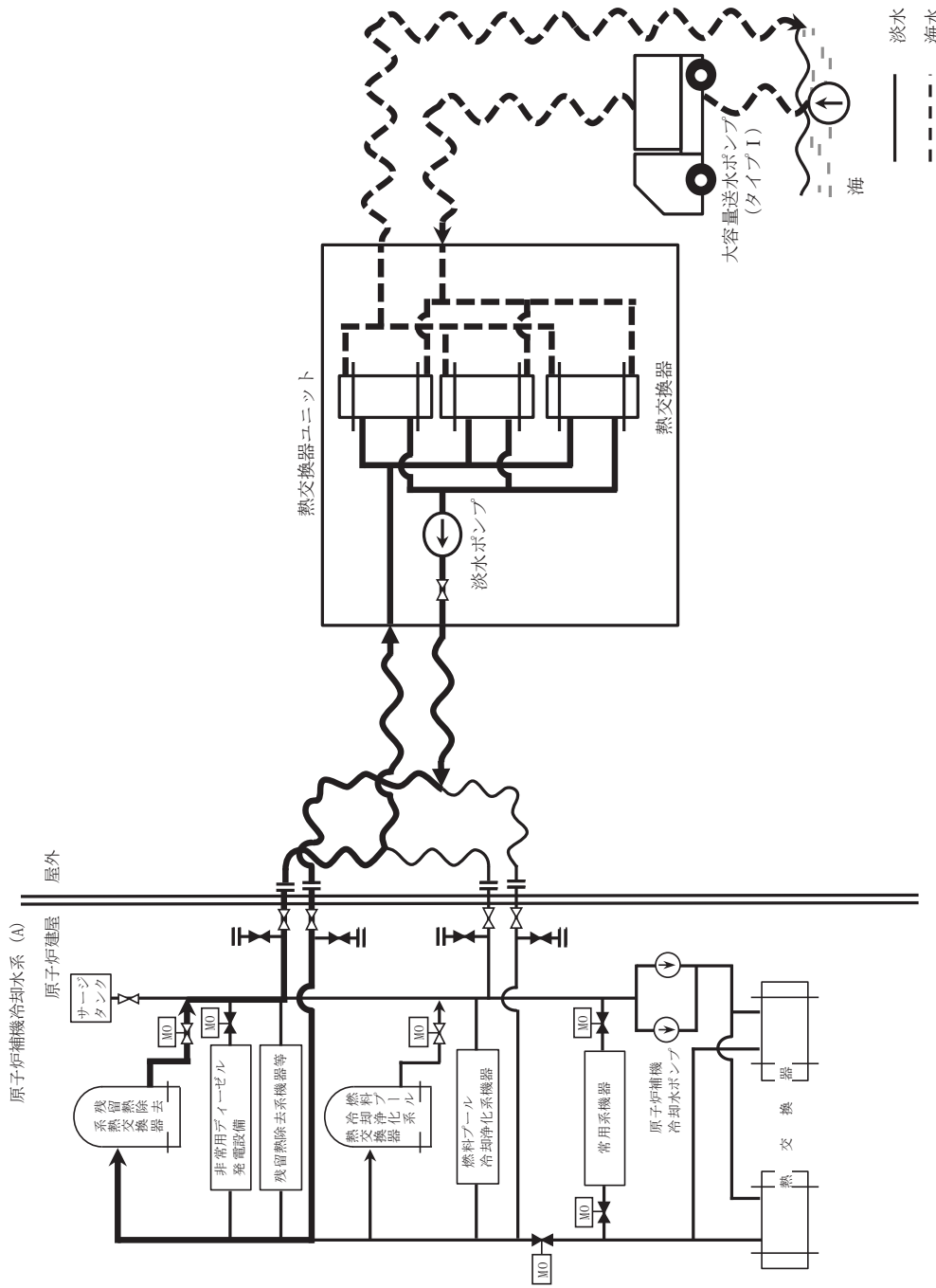
第5.10-1図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図 (原子炉格納容器フィルタータレント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱)

納容器内の減圧及び除熱)

第5.10-2図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図（耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）

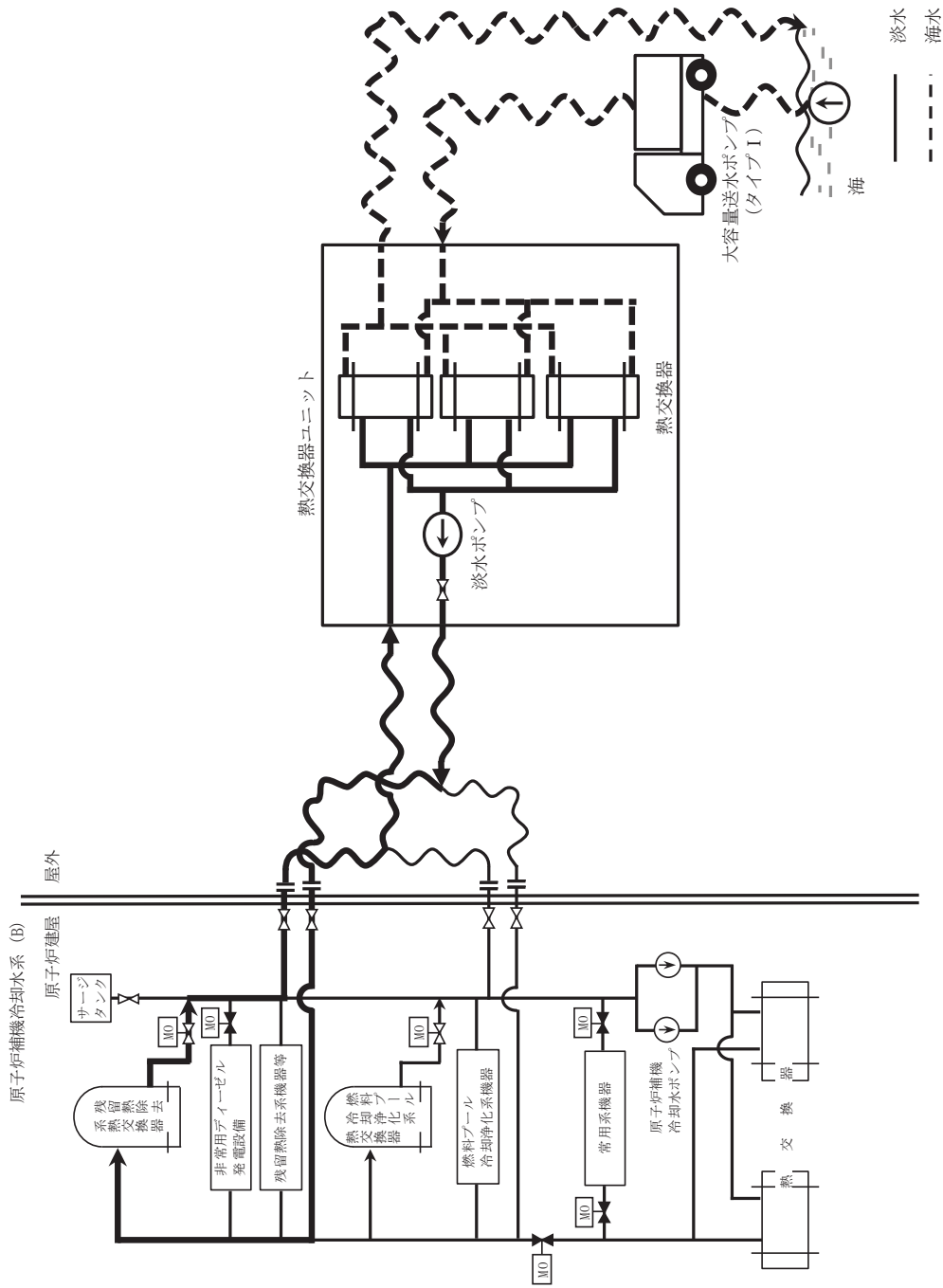


サブプレッションチェンバ側からの排気時の系統状態を示す。



第5.10-3図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図 (原子炉補機代替冷却水系A系による原子炉格納容器

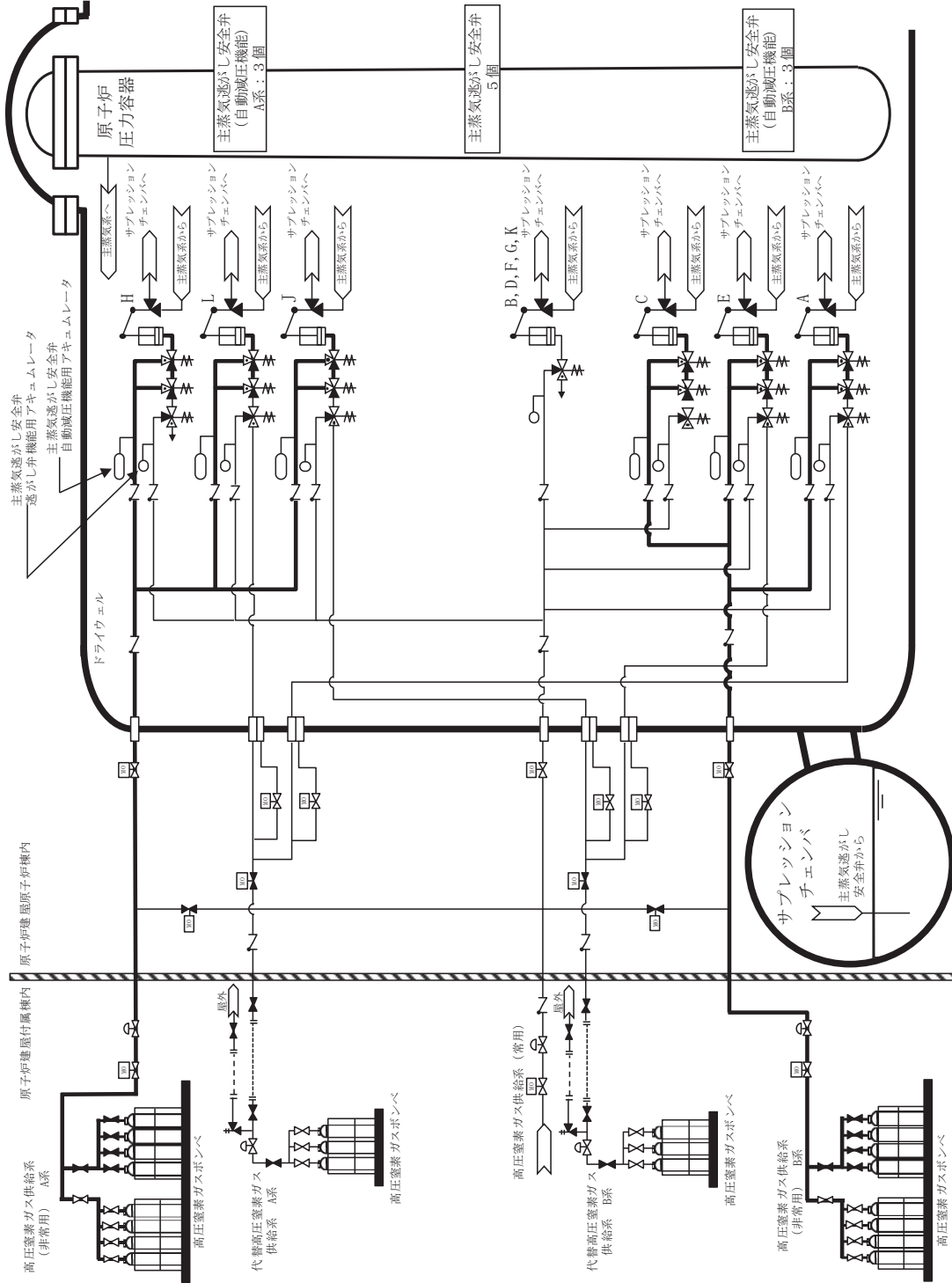
内の減圧及び除熱)



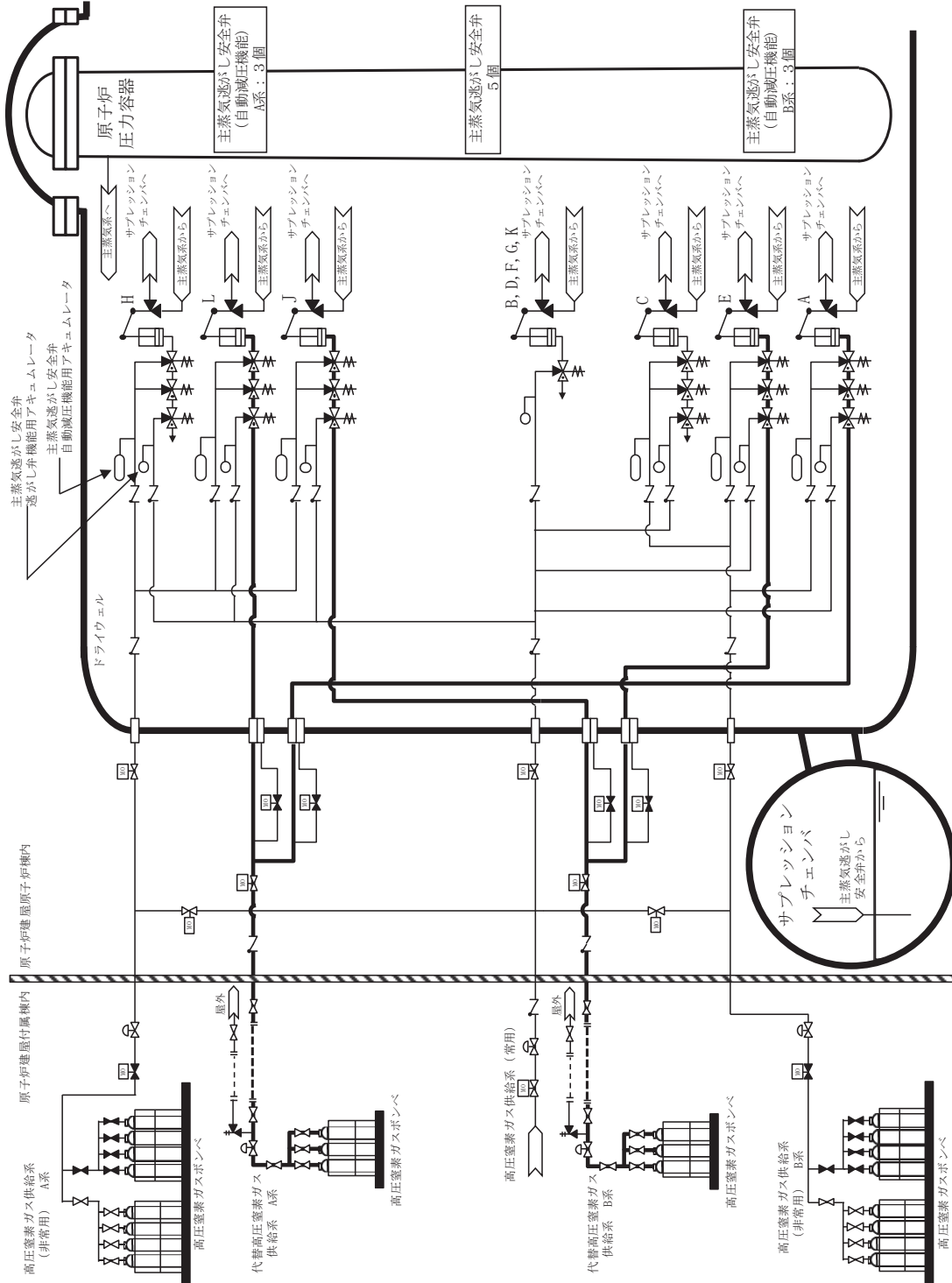
第5.10-4 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図（原子炉補機代替冷却水系B系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）

頁	行	補正前	補正後
8-6-14	下11	使用環境条件を踏まえた_確からしさ	使用環境条件を踏まえた計測される <u>値</u> の確からしさ
8-6-146		第6.8-2図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保）	別紙8-6-1に変更する。
8-6-147		第6.8-3図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（代替高圧窒素ガス供給系による原子炉減圧）	別紙8-6-2に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。



第 6.8-2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図 (高圧窒素ガス供給系 (非常用) による窒素確保)



第6.8-3図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図 (代替高圧窒素ガス供給系による原子炉減圧)

頁	行	補正前	補正後
8-8-10	下13と下12の間	(記載追加)	なお、可搬型モニタリングポストは、発電用原子炉施設から放出される放射線量を測定できるように適切な位置に設置する。
8-8-15	下12～下10	放射線量を測定できるように、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満足する設計とする。	放射線量を測定できる設計とする。 なお、可搬型モニタリングポスト及び可搬型放射線計測装置の測定上限値は、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」等に定める測定上限値を踏まえ設定する。
8-8-21	下2～下1	緊急時対策所加圧設備 (空気ボンベ)	緊急時対策所加圧設備
8-8-25	上1	緊急時対策所加圧設備 (空気ボンベ)	緊急時対策所加圧設備
8-8-25	上2	緊急時対策所加圧設備 (空気ボンベ)	緊急時対策所加圧設備
8-8-25	下5～下4	緊急時対策所加圧設備 (空気ボンベ)	緊急時対策所加圧設備
8-8-32	下4～下3	緊急時対策所加圧設備 (空気ボンベ)	緊急時対策所加圧設備
8-8-45	下5	c. 差圧計	(4) 緊急時対策所加圧設備 a. 差圧計
8-8-46	下6	(2) 緊急時対策所加圧設備 (空気ボンベ)	(2) 緊急時対策所加圧設備 a. 緊急時対策所加圧設備 (空気ボンベ)

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
8-9-120		第9.2-1図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却）	別紙8-9-1に変更する。
8-9-121		第9.2-2図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却）	別紙8-9-2に変更する。
8-9-125		第9.3-2図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱（原子炉補機代替冷却水系））	別紙8-9-3に変更する。
8-9-126		第9.3-3図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）	別紙8-9-4に変更する。
8-9-127		第9.4-1図 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備系統概要図（原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水）	別紙8-9-5に変更する。
8-9-129		第9.4-3図 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備系統概要図（原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水）	別紙8-9-6に変更する。

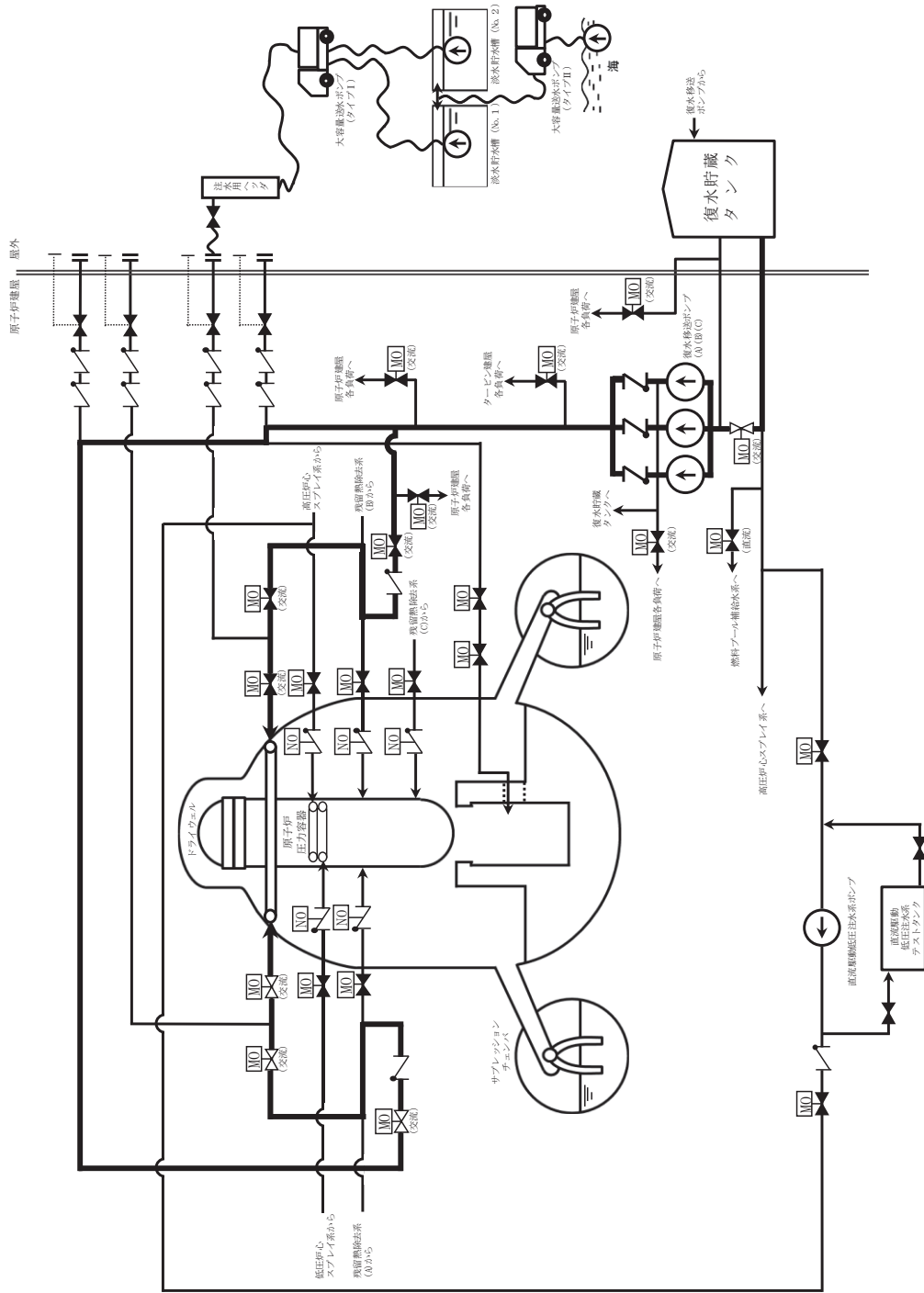
なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
8-9-130		第9.4-4図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水）	別紙8-9-7に変更する。
8-9-131		第9.4-5図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水）	別紙8-9-8に変更する。
8-9-133		第9.4-7図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図（代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水（原子炉補機代替冷却水系））	別紙8-9-9に変更する。
8-9-134		第9.4-8図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水）	別紙8-9-10に変更する。
8-9-135		第9.4-9図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水）	別紙8-9-11に変更する。

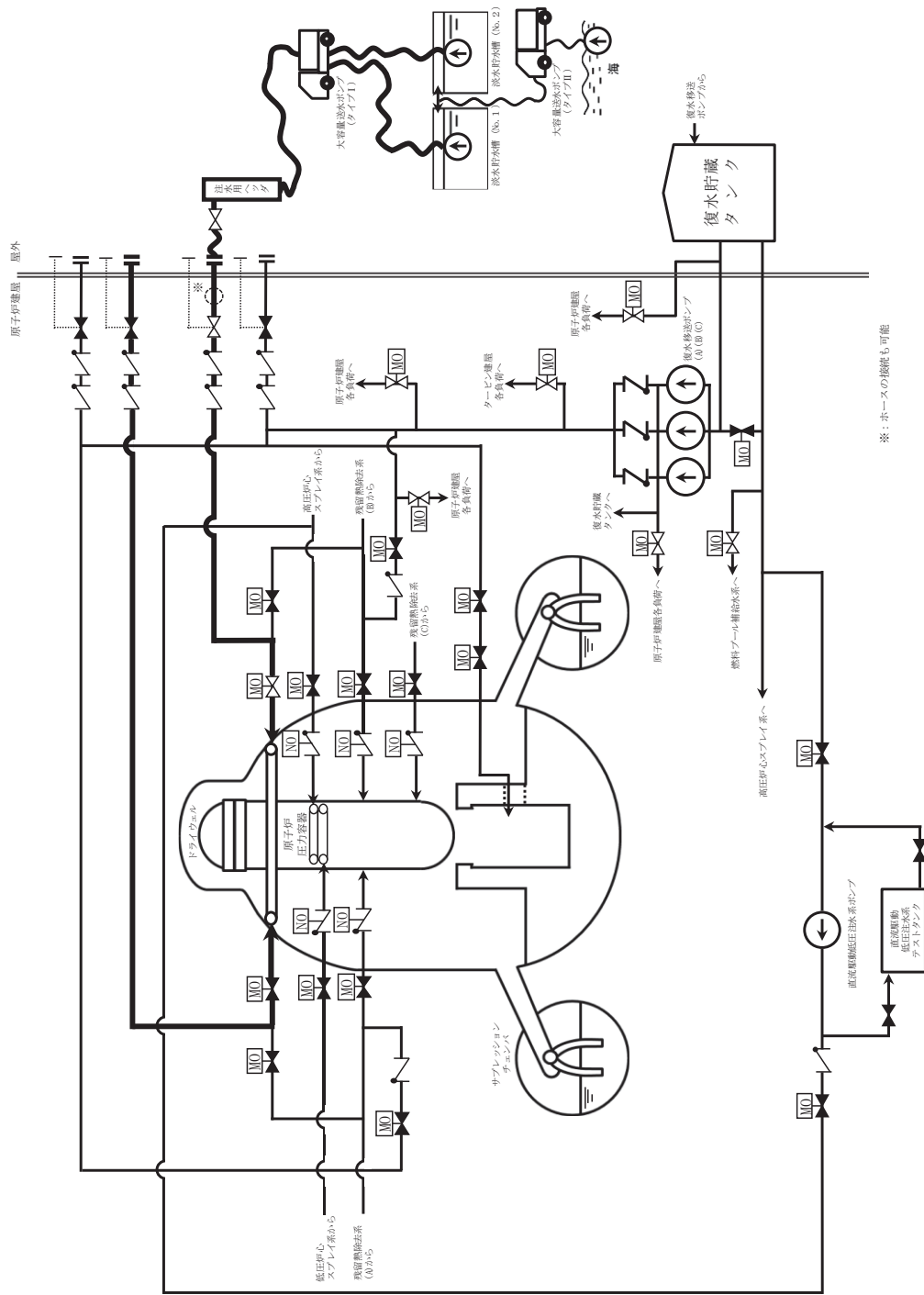
なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
8-9-139		第9.5-1図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図（可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化）	別紙8-9-12に変更する。
8-9-140		第9.5-2図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図（原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出）	別紙8-9-13に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

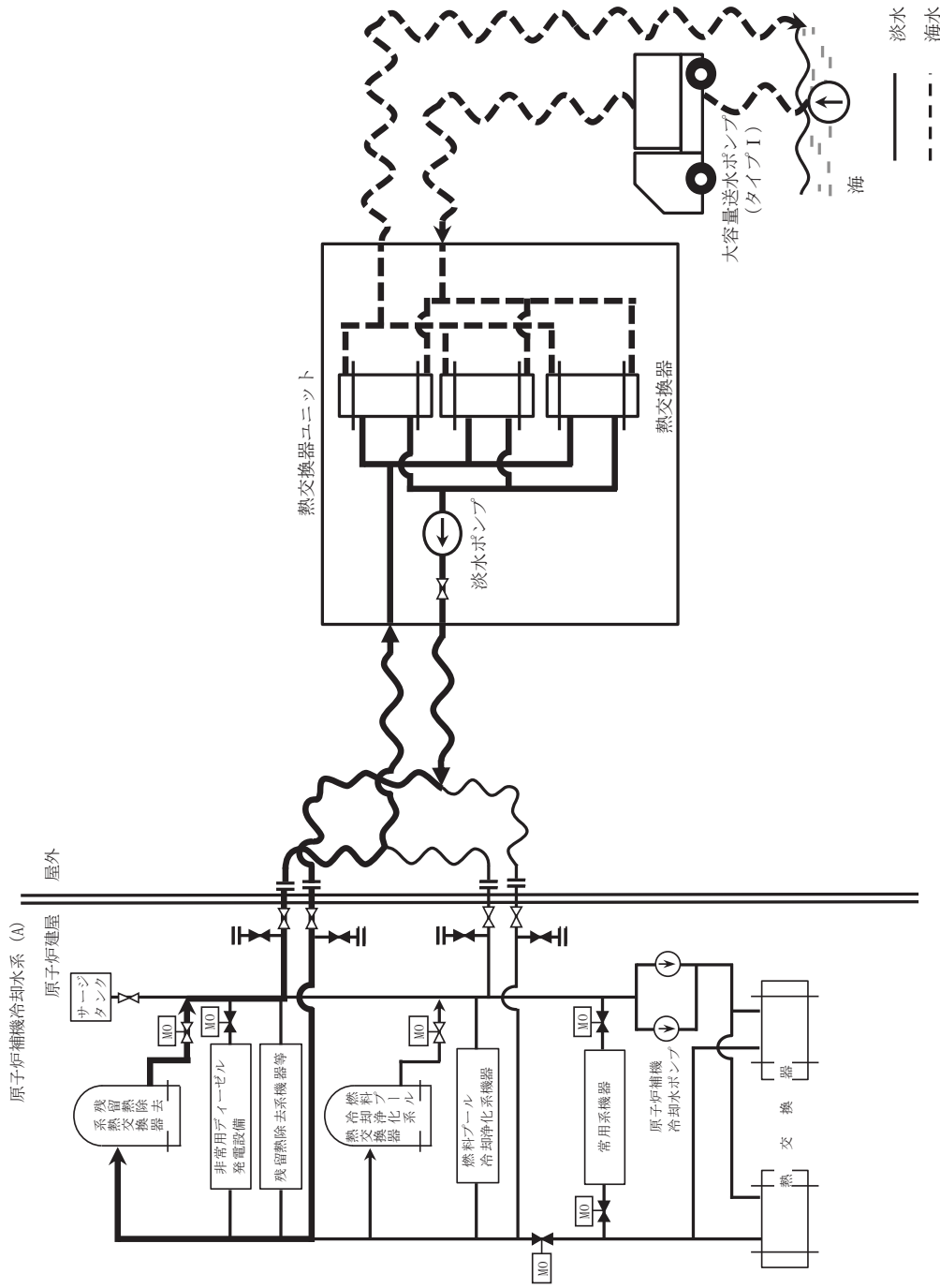


第9.2-1-1図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図 (原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器の冷却)

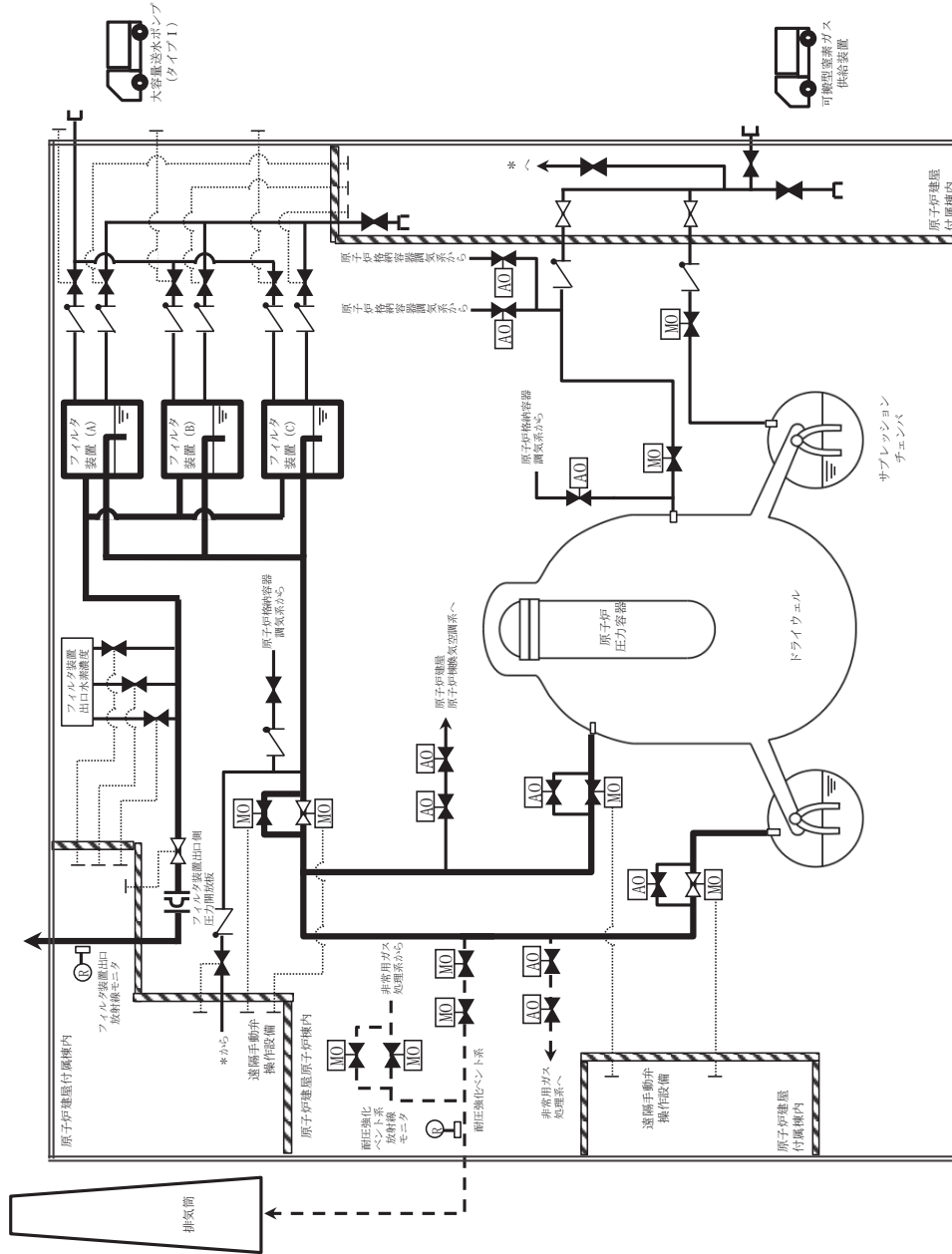


第 9.2-2 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図 (原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による)

原子炉格納容器の冷却)

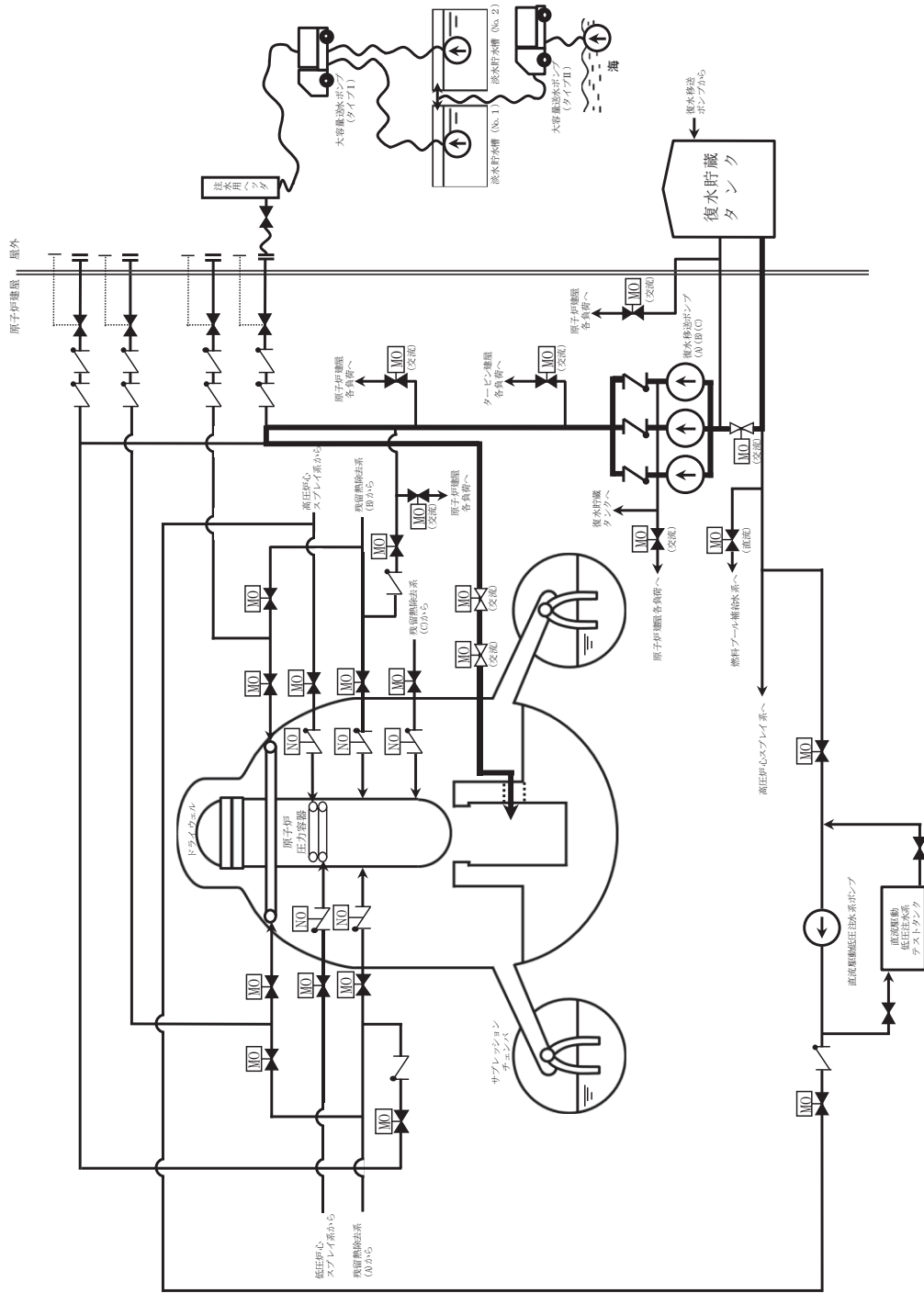


第 9.3-2 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図 (代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱 (原子炉補機代替冷却水系))

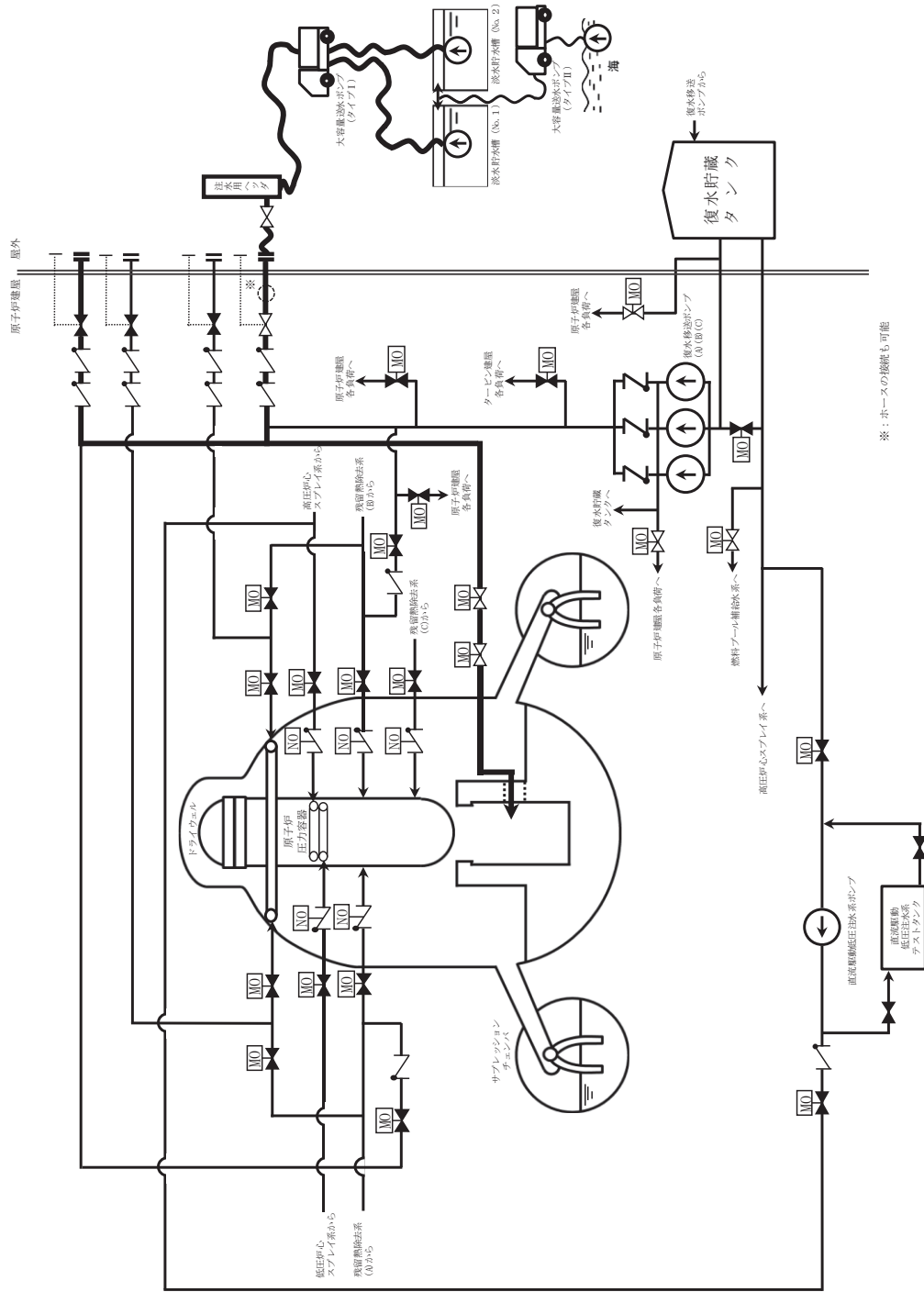


サブプレッションチェンバ側からの排気時の系統状態を示す。

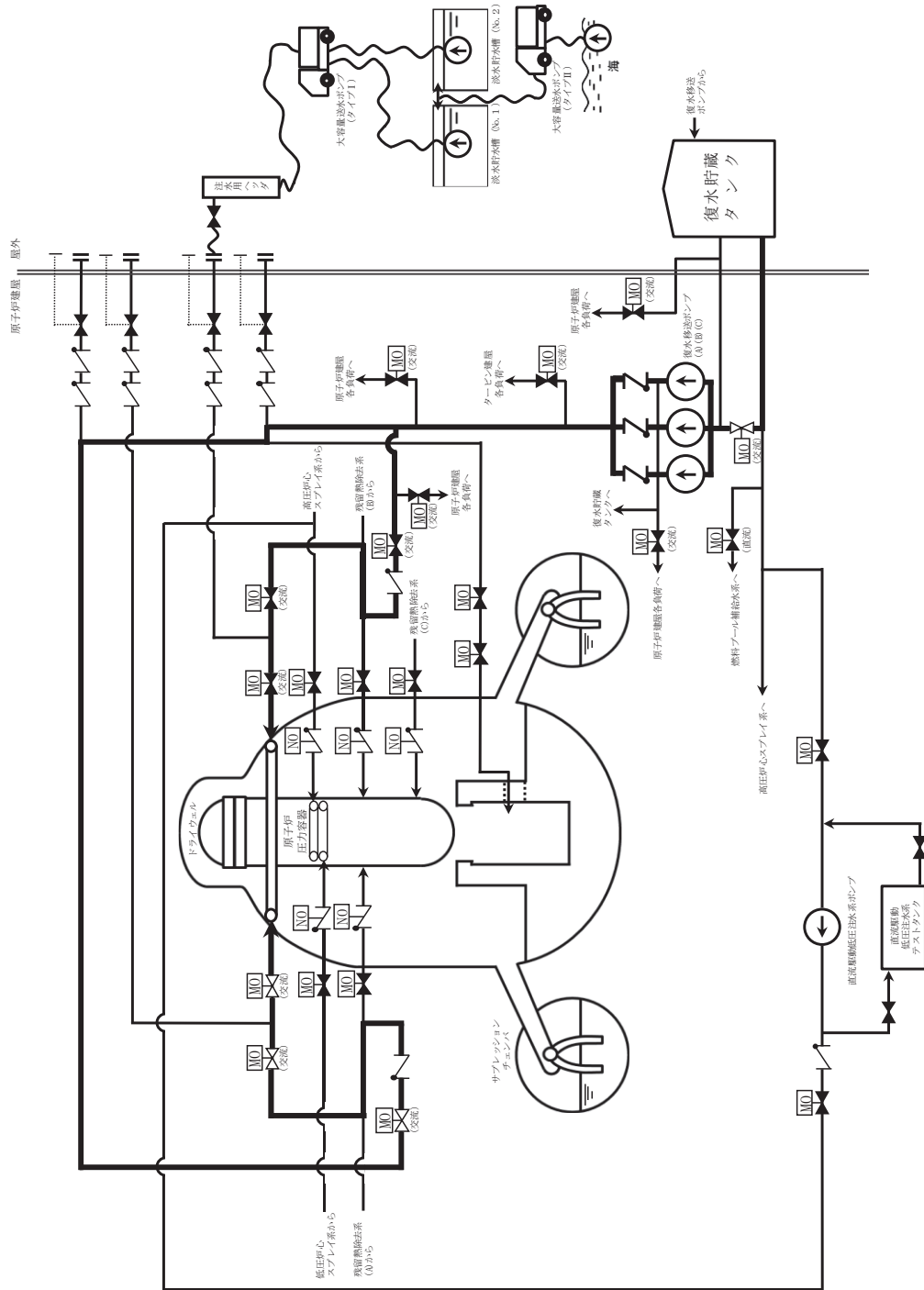
第 9.3-3 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図 (原子炉格納容器フィルタバント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱)



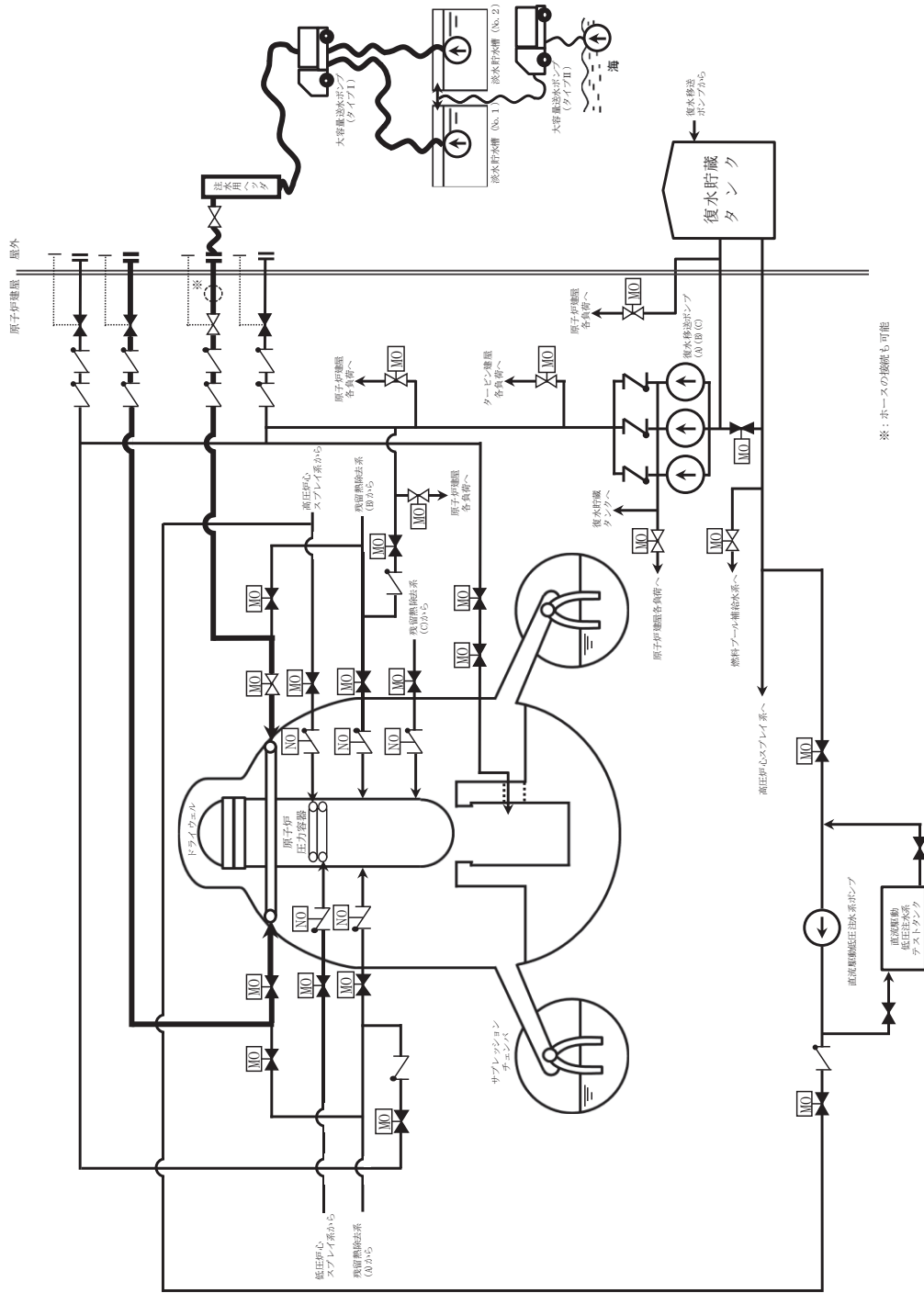
第 9.4-1 図 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備系統概要図 (原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉格納容器下部への注水)



第 9.4-3 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図 (原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水)



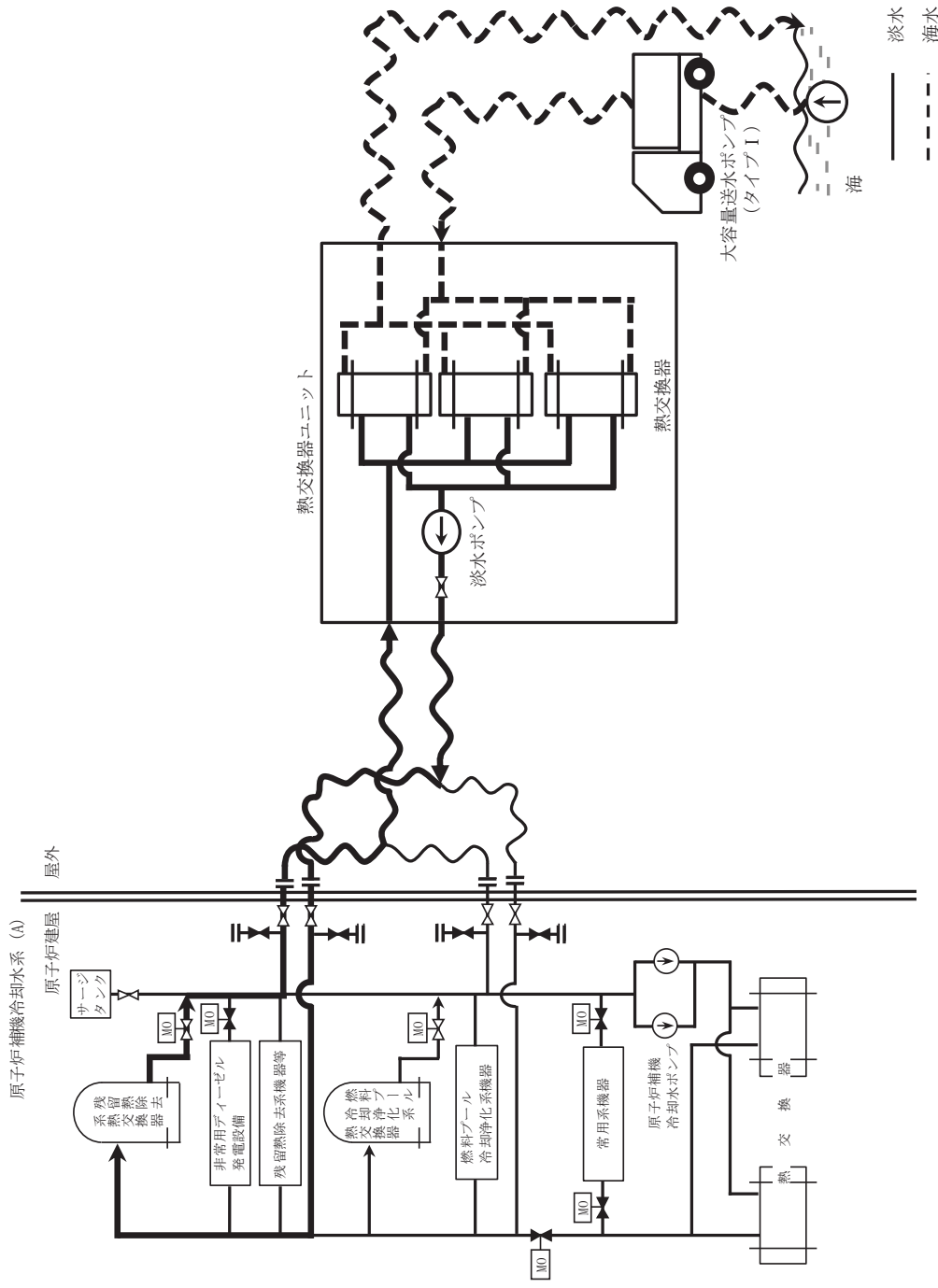
第 9.4-4 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図 (原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水)



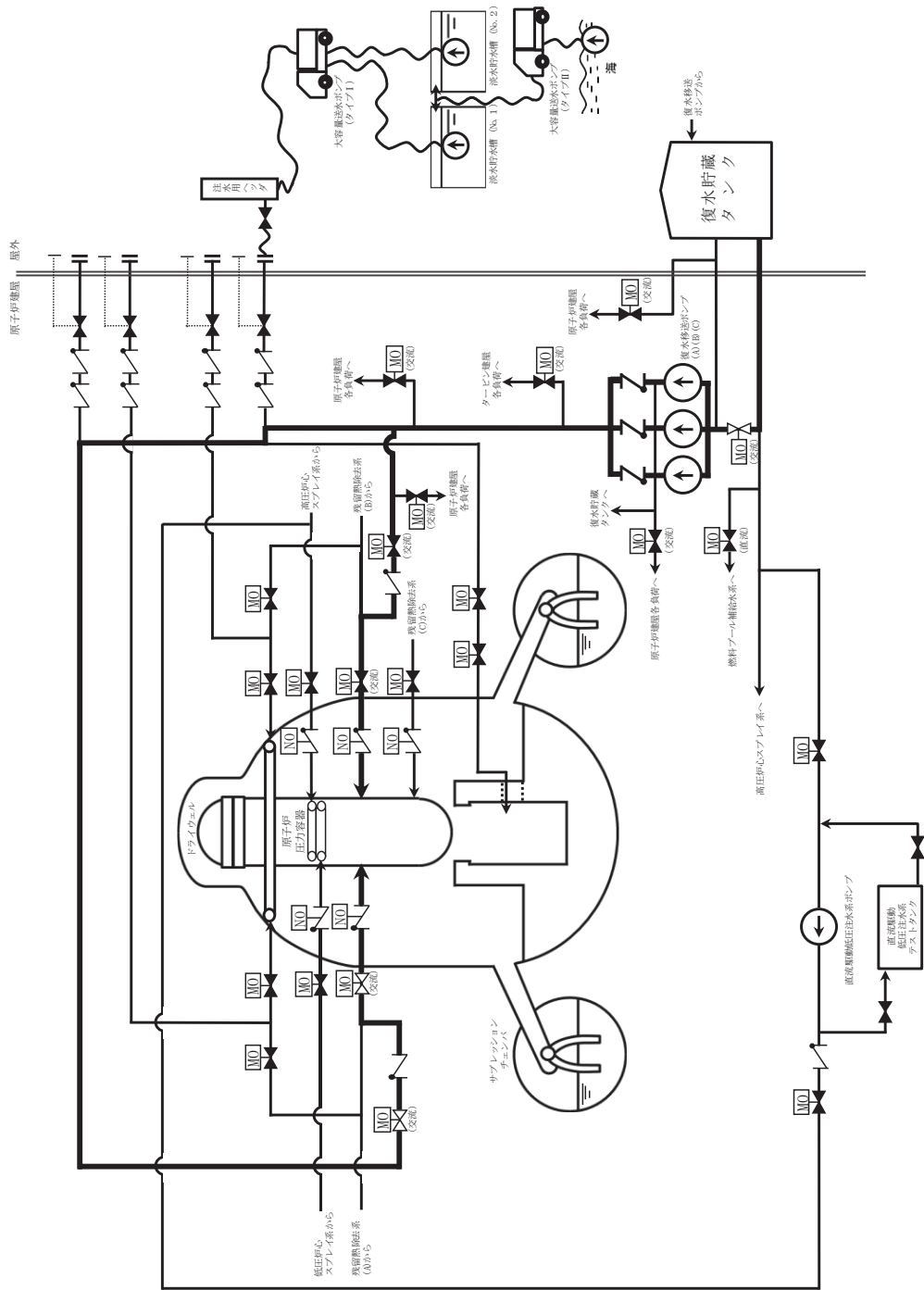
※：ホースの接続も可能

第 9.4-5 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図 (原子炉格納容器代替スプレイズ冷却系 (可

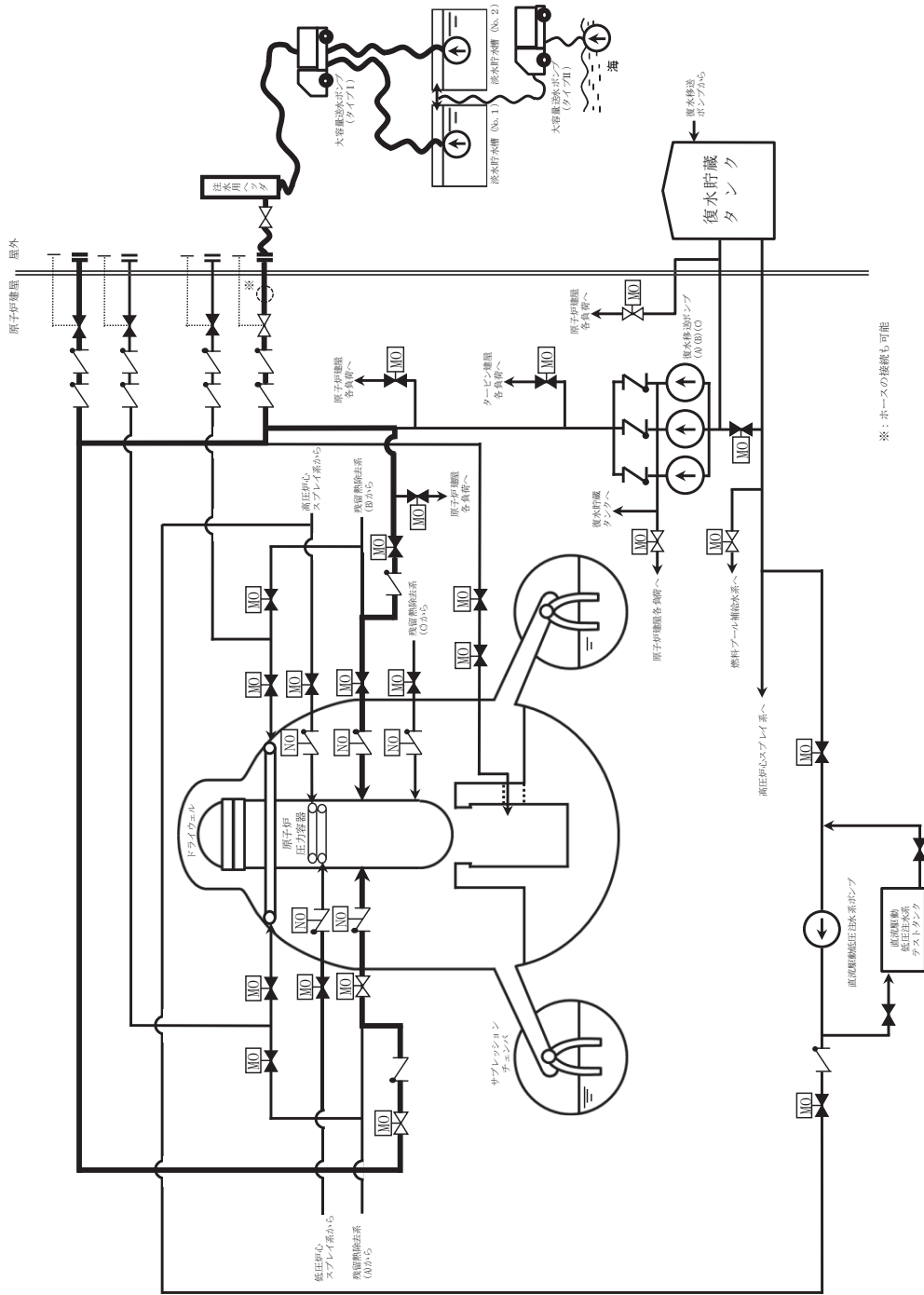
搬型) による原子炉格納容器下部への注水)



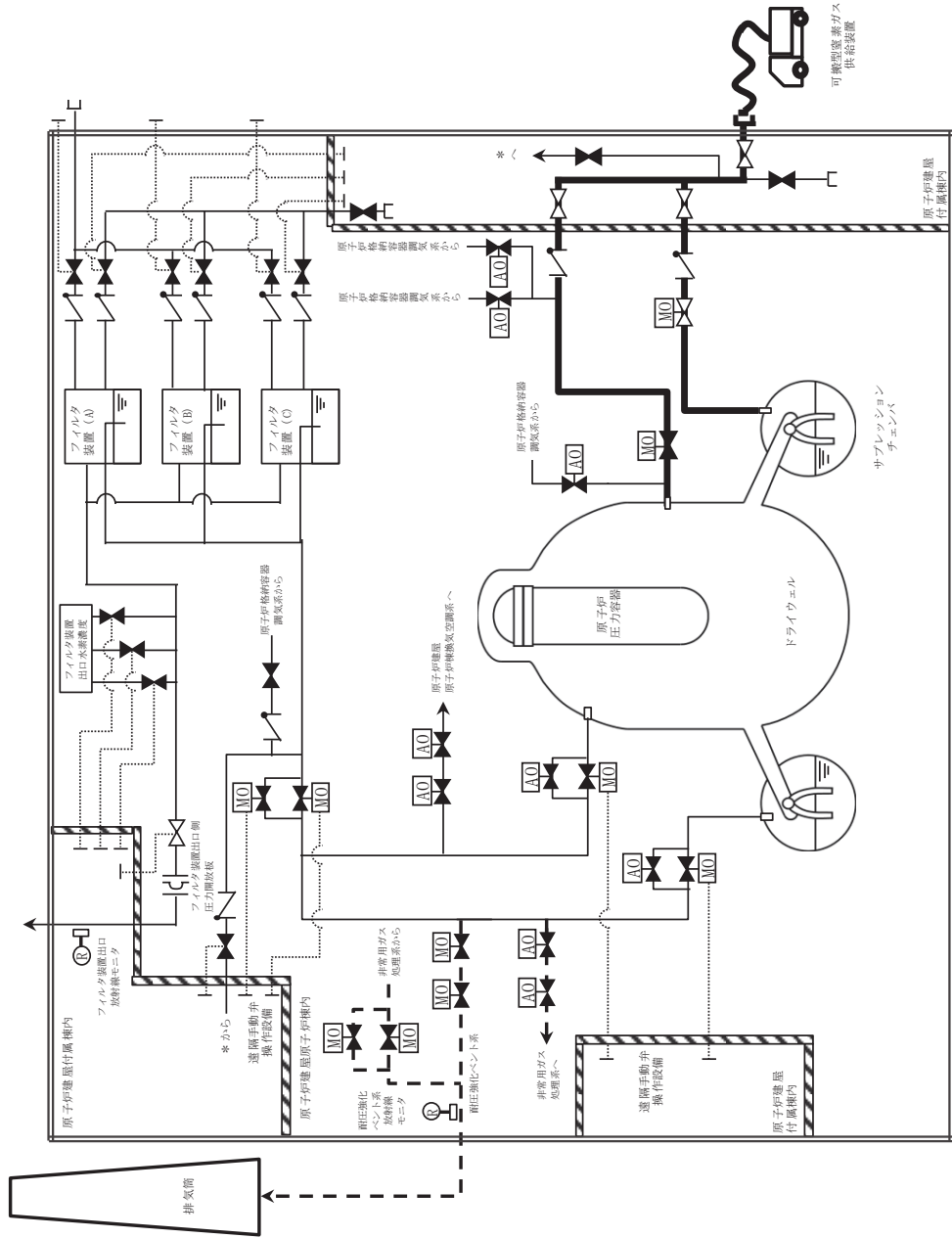
第 9.4-7 図 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備系統概要図 (代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水 (原子炉補機代替冷却水系))



第9.4-8図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水）



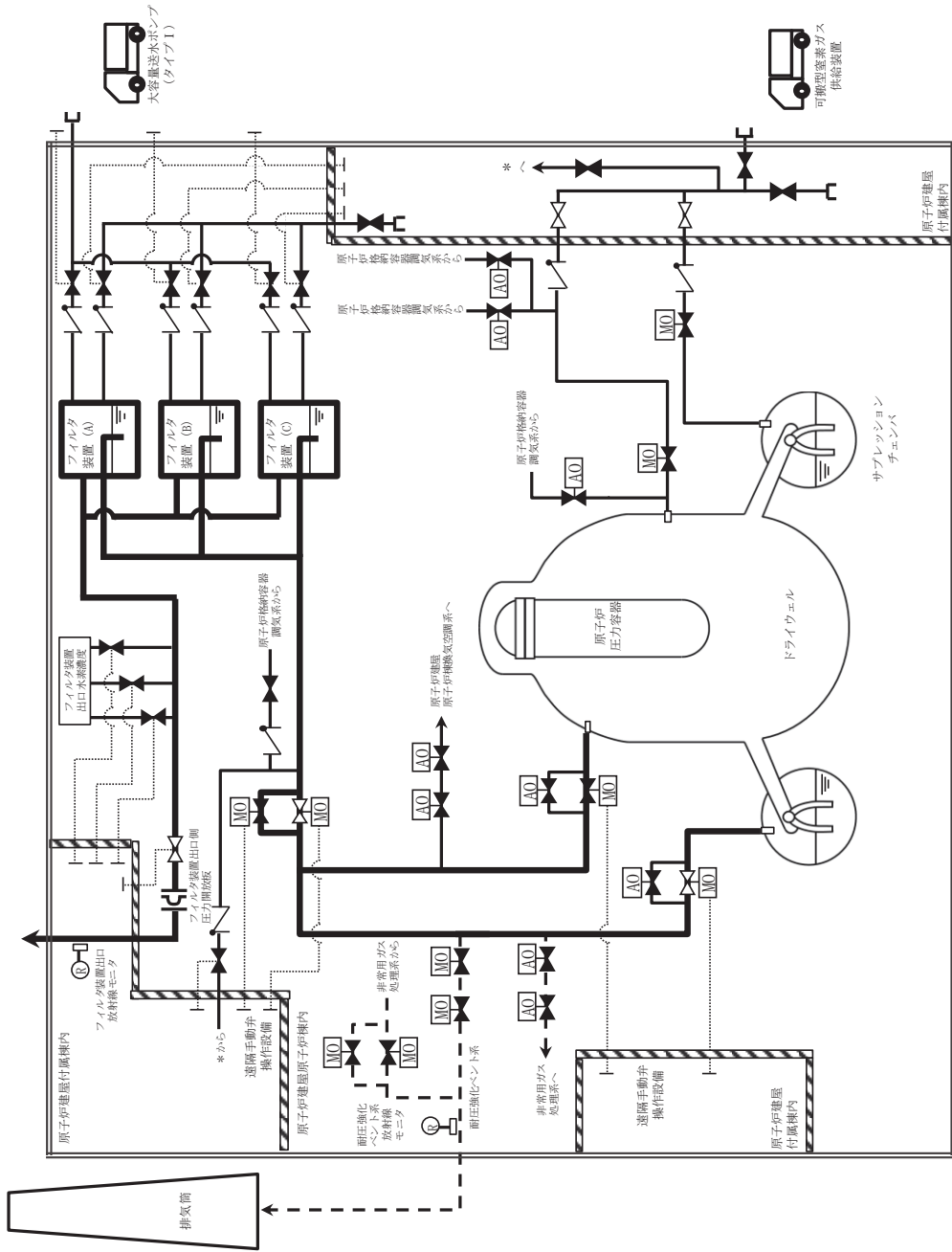
第 9.4-9 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図 (低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水)



サブプレッショントラッシュボックスからの窒素供給時の系統状態を示す。

第 9.5-1 図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図（可搬型窒素ガス供給装置による原

子炉格納容器内の不活性化）



サブプレッションチェンバ側からの排気時の系統状態を示す。

第 9.5-2 図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図 (原子炉格納容器フィルタータレント系

による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出)

頁	行	補正前	補正後
8-10-27	下7	常設代替直流電源設備_を使用する。	常設代替直流電源設備のうち125V代替蓄電池を使用する。また、 <u>設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合又は交流電源及び直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、常設代替直流電源設備のうち250V蓄電池を使用する。</u>
8-10-39	下9と下8の間	(記載追加)	なお、バックアップ用の1台は、緊急時対策所用代替交流電源設備の電源車（緊急時対策所用）の予備としても使用する。
8-10-66	下8	<u>_消防法_又は_建築基準法_に</u>	<u>「消防法」又は「建築基準法」に</u>
8-10-88	上2～上3	1号炉の <u>取水及び放水</u> に悪影響を及ぼさない設計とする。	1号炉_ <u>に悪影響を及ぼさない設計とする。</u>
8-10-91 ～ 8-10-98	下12 ～ 下10	(記載変更)	別紙8-10-1に変更する。
8-10-99	上5～上6	開放後の <u>確実な閉止操作_の</u> 手順	開放後の <u>確実な閉止操作_に</u> ついての手順
8-10-99	上8	中断し、 <u>陸側作業員及び輸送物を退避させるとともに、</u>	中断し、
8-10-99	上9	情報連絡を行う手順を定める。 <u>_</u>	情報連絡を行う手順を定める。 <u>さらに、陸側作業員及び輸送物に関し、津波警報等が発令された場合において、荷役作業を中断し、陸側作業員を退避させるとともに、輸送物の退避の可否</u>

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
			<u>判断を含めた退避の手順を定める。</u> <u>なお、手順には、輸送物を退避できない場合において、輸送物を漂流物としな</u> <u>いたための措置も含める。</u>
8-10-99	上10	船舶に対しても、	船舶に対しては、
8-10-99	上11～上12	陸側作業員 <u>及び輸送物</u> を退避させるとともに	陸側作業員_を退避させるとともに
8-10-101	上4～8	a. 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。） <u>を内包する建屋及び区画（第3保管エリア除く。）は、基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置する。</u> また、第3保管エリアについては、基準津波による遡上波が到達する可能性があるため、津波防護施設を設置し、津波の流入を防止する設計とする。	a. 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。） <u>のうち、設計基準対象施設を使用するもの及び可搬型重大事故等対処設備保管場所である第3保管エリアについては、基準津波による遡上波が到達する可能性があるため、津波防護施設を設置し、津波の流入を防止する設計とする。</u> b. 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。） <u>のうち、設計基準対象施設を使用するもの及び可搬型重大事故等対処設備保管場所である第3保管エリア以外は、基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置する。</u>
8-10-101	上9	<u>b. 上記 a. _の</u>	<u>c. 上記 a. 及び b. の</u>
8-10-101	上11	<u>c.</u>	<u>d.</u>
8-10-102 ～	下7 ～	(記載変更)	別紙8-10-2に変更する。
8-10-104	下1		

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
8-10-116	下10	基準地震動_による	基準地震動 <u>S_s</u> による
8-10-117	上13	緊急時対策所加圧設備 (空気ボンベ)	緊急時対策所加圧設備_
8-10-117	下5～下4	緊急時対策所加圧設備 (空気ボンベ)	緊急時対策所加圧設備_
8-10-117	下2～下1	緊急時対策所加圧設備 (空気ボンベ)	緊急時対策所加圧設備_
8-10-118	上3～上5	また、緊急時対策所等の加圧のために、_緊急時対策所加圧設備 (空気ボンベ) 及び差圧計を設ける。	また、緊急時対策所等の加圧のために、 <u>緊急時対策所加圧設備として、緊急時対策所加圧設備 (空気ボンベ) 及び差圧計を設ける。</u>
8-10-119	上7	緊急時対策所加圧設備 (空気ボンベ)	緊急時対策所加圧設備_
8-10-120	下4～下3	電源車_	電源車 (緊急時対策所用)
8-10-120	下2	電源車_ 1台	電源車 (緊急時対策所用) 1台
8-10-121	上13	電源車_	電源車 (緊急時対策所用)
8-10-122	下5	電源車_を保管する。	電源車 (緊急時対策所用) を保管する。
8-10-123	上1	電源車_	電源車 (緊急時対策所用)
8-10-123	上3	電源車_	電源車 (緊急時対策所用)
8-10-125	下9	必要な容量を有する設計とする。_	必要な容量を有する設計とする。 <u>保有数は、必要台数1台に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。</u> なお、バックアップ用の1台は、 <u>可搬型代替交流電源設備である電源車のバック</u>

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
8-10-127	下2	電源車_	<u>アップ用1台と兼用する。</u> 電源車 (緊急時対策所用)
8-10-152 と 8-10-153 の間		(記載追加)	別紙8-10-3を追加する。
8-10-165	上10	台数 4 (予備1-)	台数 4 (予備1 ^{※1})
8-10-165	下9	台数 4 (予備1-)	台数 4 (予備1 ^{※1})
8-10-165	下4と下3 の間	(記載追加)	※1：可搬型代替交流電源設備の電源車，可搬型代替直流電源設備の電源車又は緊急時対策所用代替交流電源設備の電源車（緊急時対策所用）として使用する。
8-10-173		第10.3-2表 開閉所機器の 主要機器仕様	別紙8-10-4に変更する。
8-10-181	下5	個数 <u>2</u>	個数 <u>13</u>
8-10-181	下1	個数 <u>7</u>	個数 <u>10</u>
8-10-186	上3	a. 緊急時対策所	(記載削除)
8-10-189	下6	c. 緊急時対策所加圧設備 _ (空気ポンペ)	c. 緊急時対策所加圧設備 <u>(a) 緊急時対策所加圧設備</u> <u>(空気ポンペ)</u>
8-10-189	下3	<u>d.</u> 差圧計	<u>(b)</u> 差圧計
8-10-190	上1	<u>e.</u> 酸素濃度計	<u>d.</u> 酸素濃度計
8-10-190	上6	<u>f.</u> 二酸化炭素濃度計	<u>e.</u> 二酸化炭素濃度計
8-10-190	下6	<u>g.</u> 緊急時対策所可搬型エ リアモニタ	<u>f.</u> 緊急時対策所可搬型エ リアモニタ

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
8-10-190	下3	<u>h.</u> 可搬型モニタリングポスト	<u>g.</u> 可搬型モニタリングポスト
8-10-191	上2	a. 電源車_	a. 電源車_ (緊急時対策所用)
8-10-191	上4	台数 1_	台数 1_ (予備1 ^{※1})
8-10-191	上7	台数 1_	台数 1_ (予備1 ^{※1})
8-10-191	下8と下7の間	(記載追加)	※1: 電源車 (緊急時対策所用) の予備1台を電源車の予備と兼用する。
8-10-200		第10.1-1図 所内単線結線図	別紙8-10-5に変更する。
8-10-204		第10.1-3図 直流電源単線結線図	別紙8-10-6に変更する。
8-10-210		第10.2-6図 代替電源設備系統概要図 (所内常設蓄電式直流電源設備による給電)	別紙8-10-7に変更する。
8-10-211		第10.2-7図 代替電源設備系統概要図 (常設代替直流電源設備による給電) (125V代替蓄電池による給電)	別紙8-10-8に変更する。
8-10-213		第10.2-9図 代替電源設備系統概要図 (可搬型代替直流電源設備による給電) (125V代替蓄電池による給電)	別紙8-10-9に変更する。
8-10-215		第10.2-11図 代替電源設備系統概要図 (可搬型代替直流電源設備による給電) (電源車から代替所内電気設備を経由して給電 (125V系統))	別紙8-10-10に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
8-10-221		第10.3-1図 常用電源設備 系統概要図（送電系統図）	別紙8-10-11に変更する。
8-10-229		第10.6-2図 防潮堤（鋼管 式鉛直壁）概念図	別紙8-10-12に変更する。
8-10-230		第10.6-3図 防潮堤（盛土 堤防）概念図	別紙8-10-13に変更する。
8-10-233		第10.6-5図 取放水路流路 縮小工概念図	別紙8-10-14に変更する。
8-10-243		第10.8-1図 非常用取水設 備概要図	別紙8-10-15に変更する。
8-10-248		第10.9-5図 緊急時対策所 系統概要図(5)（代替電源設 備からの給電）	別紙8-10-16に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

10.6.1.1.3 主要設備の仕様

浸水防護設備の主要仕様を第 10.6-1 表に示す。

10.6.1.1.4 主要設備

(1) 防潮堤

基準津波による遡上波の地上部からの流入防止を目的として、鋼管式鉛直壁と盛土堤防で構成される防潮堤を敷地前面に設置する。

鋼管式鉛直壁については、鋼管杭を基礎構造とし、鋼管と遮水壁による上部構造とする。鋼管杭は岩盤又は改良地盤に支持させる構造とする。また、鋼管式鉛直壁において、鋼管杭の周囲にコンクリート製の背面補強工を設置する。改良地盤の海側に、すべり安定性を確保するために置換コンクリートを設置する。盛土堤防については、セメント改良土による盛土構造とする。セメント改良土は岩盤又は改良地盤に支持させる構造とする。また、改良地盤の海側に、すべり安定性を確保するために置換コンクリートを設置する。

なお、主要な構造体の境界部には、想定される荷重の作用及び相対変位を考慮し、試験等にて止水性を確認した止水ジョイントを設置し、止水処置を講じる設計とする。

防潮堤の設計においては、十分な支持性能を有する岩盤又は改良地盤に設置するとともに、基準地震動 S_s による地震力に対して津波防護機能が十分に保持できる設計とする。また、波力による侵食及び洗掘に対する抵抗性並びにすべり及び転倒に対する安定性を評価し、越流時の耐性や構造境界部の止水に配慮した上で、入力津波に対する津波防護機能が十分に保持できる設計とする。さらに、改良地盤等の周辺地盤についても、その役割を踏まえた評価を実施する。設計に当たっては、漂流物

による荷重，その他自然現象による荷重（風荷重，積雪荷重等）及び地震（余震）との組合せを適切に考慮する。

(2) 防潮壁

海と接続する取水路，放水路から設計基準対象施設の津波防護対象設備（津波防護施設，浸水防止設備，津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）への流入を防止するため，2号及び3号炉の流入経路となる可能性のある開口部（2号炉海水ポンプ室スクリーンエリア，3号炉海水ポンプ室スクリーンエリア，2号炉放水立坑，3号炉放水立坑及び3号炉海水熱交換器建屋取水立坑）に対して，防潮壁を設置する。2号炉海水ポンプ室スクリーンエリア，3号炉海水ポンプ室スクリーンエリア，2号炉放水立坑及び3号炉放水立坑の防潮壁は，鋼管杭とフーチングによる基礎構造とし，上部構造の形式により，鋼製遮水壁（鋼板），鋼製遮水壁（鋼桁），鋼製扉及び鉄筋コンクリート（RC）遮水壁の4種類の構造形式からなる。3号炉海水熱交換器建屋取水立坑の防潮壁は，取水立坑上に設置し，上部構造は鋼製遮水壁（鋼板）となる。また，防潮壁の内側には車両が進入するため，人力で確実に開閉可能な鋼製扉を設置する。

なお，構造境界部には，想定される荷重の作用及び相対変位を考慮し，試験等にて止水性を確認した止水ジョイントを設置し，止水処置を講じる設計とする。

防潮壁の設計においては，十分な支持性能を有する岩盤又は構造物に設置するとともに，基準地震動 S_s による地震力に対して津波防護機能が十分に保持できる設計とする。また，浸水時及び冠水後の水圧等に対する耐性等を評価するとともに，鋼製扉は原則閉止運用とすることで入力津波に対する津波防護機能が十分に保持できる設計とする。設計に当

たっては、その他自然現象による荷重（風荷重、積雪荷重等）及び地震（余震）との組合せを適切に考慮する。

(3) 取放水路流路縮小工

海と接続する取水路、放水路から設計基準対象施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）への流入を防止するため、1号炉取水路及び1号炉放水路内にコンクリート製の取放水路流路縮小工を設置する。

取放水路流路縮小工の設計においては、十分な支持性能を有する岩盤に設置するとともに、基準地震動 S_s による地震力に対して津波防護機能が十分に保持できる設計とする。また、津波波力による侵食及び洗堀に対する抵抗性並びにすべりに対する安定性を評価し、構造境界部の止水に配慮した上で、入力津波に対する津波防護機能が十分に保持できる設計とする。設計に当たっては、地震（余震）との組合せを適切に考慮する。

(4) 貯留堰

基準津波による水位低下時においても、非常用海水ポンプによる補機冷却に必要な海水を確保するため、取水口底盤に設置する。

貯留堰の設計においては、基準地震動 S_s による地震力に対して津波防護機能が十分に保持できる設計とする。また、津波波力による侵食及び洗堀に対する抵抗性並びにすべり及び転倒に対する安定性を評価し、越流時の耐性や構造境界部の止水に配慮した上で、入力津波に対する津波防護機能が十分に保持できる設計とする。設計に当たっては、漂流物による荷重、地震（余震）との組合せを適切に考慮する。

(5) 逆流防止設備

設計基準対象施設の津波防護対象施設を内包する建屋及び区画に対し

て津波による影響が発生することを防止する浸水防止設備として、防潮堤及び防潮壁の横断部に逆流防止設備を設置する。

逆流防止設備の構造は、扉板、桁等の部材で構成され、海側からの水圧作用時の遮水性を有した設備である。

逆流防止設備の設計においては、十分な支持性能を有する岩盤又は構造物に設置するとともに、津波荷重や地震等に対して、浸水防止機能が十分保持できるよう基準地震動 S_s による地震力に対して浸水防止機能が十分に保持できる設計とする。また、浸水時及び冠水後の水圧等に対する耐性等を評価し、入力津波に対して浸水防止機能が十分に保持できる設計とする。設計に当たっては、漂流物による荷重、その他自然現象による荷重（風荷重、積雪荷重等）及び地震（余震）との組合せを適切に考慮する。

(6) 水密扉

取水路、放水路を流入経路とした津波により浸水する区画と設計基準対象施設の津波防護対象施設を内包する建屋及び区画とを接続する経路上に浸水防止設備として水密扉を設置する。設置位置は、3号炉海水熱交換器建屋補機ポンプエリアから海水熱交換器建屋取水立坑へのアクセス用入口である。また、地震による海水系機器等の損傷による溢水が原子炉建屋及び制御建屋に流入することを防止するため、浸水防護重点化範囲の境界に浸水防止設備として水密扉を設置する。

水密扉の設計においては、基準地震動 S_s による地震力に対して浸水防止機能が十分に保持できる設計とする。また、浸水時及び冠水後の水圧等に対する耐性等を評価するとともに、水密扉は原則閉止運用とすることで入力津波に対して浸水防止機能が十分に保持できる設計とする。設計に当たっては、その他自然現象による荷重（風荷重、積雪荷重等）

及び地震（余震）との組合せを適切に考慮する。

(7) 浸水防止蓋

取水路、放水路を流入経路とした津波により浸水する区画と設計基準対象施設の津波防護対象施設を内包する建屋及び区画とを接続する経路の床面に設置する。設置位置は、3号炉海水熱交換器建屋補機ポンプエリアの床開口部、2号炉海水ポンプ室スクリーンエリアから補機冷却系トレンチへのアクセス用入口、2号炉海水ポンプ室防潮壁及び3号炉海水ポンプ室防潮壁区画内の揚水井戸並びに3号炉補機冷却海水系放水ピットの開口部である。また、地震による屋外タンクの損傷等による溢水が軽油タンクエリアに流入することを防止するため、浸水防護重点化範囲の境界に浸水防止設備として浸水防止蓋を設置する。

浸水防止蓋の設計においては、基準地震動 S_s による地震力に対して浸水防止機能が十分に保持できる設計とする。また、浸水時及び冠水後の水圧等に対する耐性等を評価するとともに、浸水防止蓋は原則閉止運用とすることで入力津波に対して浸水防止機能が十分に保持できる設計とする。設計に当たっては、その他自然現象による荷重（風荷重、積雪荷重等）及び地震（余震）との組合せを適切に考慮する。

(8) 浸水防止壁

基準地震動 S_s による地震力に対して耐震性が確保されない屋外に設置されたタンク・貯槽類の複数同時破損により生じる屋外の溢水に加え、基準津波が発生した場合に津波の襲来によって2号炉放水立坑防潮壁の水位が上昇し、逆流防止設備が「閉」となることで、2号炉放水立坑に接続する補機冷却海水系放水路からの海水ポンプ排水が一時的に放水立坑へ排出できなくなり、補機冷却海水系放水路より海水が溢れることから、海水ポンプ室補機ポンプエリアへの溢水の流入防止を考慮し補機ポ

ンプエリア周りに浸水防止壁を設置する。

浸水防止壁の設計においては、基準地震動 S_s による地震力に対して浸水防止機能が十分に保持できる設計とする。また、浸水時及び冠水後の水圧等に対する耐性等を評価し、浸水防止機能が十分に保持できる設計とする。設計に当たっては、その他自然現象による荷重（風荷重、積雪荷重等）及び地震（余震）との組合せを適切に考慮する。

(9) 逆止弁付ファンネル

取水路を流入経路とした津波により浸水する区画と設計基準対象施設の津波防護対象施設を内包する建屋及び区画とを接続する経路上に設置する。設置位置は、海水ポンプ室補機ポンプエリア及び3号炉海水熱交換器建屋補機ポンプエリアの床開口部である。

逆止弁付ファンネルの設計においては、基準地震動 S_s による地震力に対して浸水防止機能が十分に保持できる設計とする。また、浸水時及び冠水後の水圧等に対する耐性等を評価し、入力津波に対して浸水防止機能が十分に保持できる設計とする。設計に当たっては、その他自然現象による荷重（風荷重、積雪荷重等）及び地震（余震）との組合せを適切に考慮する。

(10) 貫通部止水処置

海水ポンプ室スクリーンエリア及び放水立坑に津波が流入した場合に海水ポンプ室補機ポンプエリア、海水ポンプ室循環水ポンプエリア及び敷地への浸水防止を目的として、2号炉海水ポンプ室スクリーンエリア及び2号炉放水立坑エリアの防潮壁下部貫通部、3号炉海水ポンプ室スクリーンエリア及び3号炉放水立坑エリアの防潮壁下部貫通部にシリコンシール材施工又はブーツラバー施工を実施するものである。また、地震による海水系機器等の損傷による溢水が原子炉建屋、制御建屋及び軽

油タンクエリアに流入することを防止するため、浸水防護重点化範囲の境界に浸水防止設備として貫通部止水処置を実施する。

貫通部止水処置の設計においては、基準地震動 S_s による地震力に対して浸水防止機能が十分に保持できる設計とする。また、浸水時及び冠水後の水圧等に対する耐性等を評価し、入力津波に対して浸水防止機能が十分に保持できる設計とする。設計に当たっては、その他自然現象による荷重（風荷重、積雪荷重等）及び地震（余震）との組合せを適切に考慮する。

上記(1)から(9)の各施設・設備における許容限界は、地震後、津波後の再使用性や、津波の繰返し作用を想定し、止水性の面も踏まえることにより、当該構造物全体の変形能力に対して十分な余裕を有するよう、各施設・設備を構成する材料が弾性域内に収まることを基本とする。

上記(10)の貫通部止水処置については、地震後、津波後の再使用性や、津波の繰返し作用を想定し、止水性の維持を考慮して、貫通部止水処置が健全性を維持することとする。

各施設・設備の設計及び評価に使用する津波荷重の設定については、入力津波が有する数値計算上の不確かさ及び各施設・設備の機能損傷モードに対応した荷重の算定過程に介在する不確かさを考慮する。

入力津波が有する数値計算上の不確かさの考慮に当たっては、各施設・設備の設置位置で算定された津波の高さを安全側に評価して入力津波を設定することで、不確かさを考慮する。

各施設・設備の機能損傷モードに対応した荷重の算定過程に介在する不確かさの考慮に当たっては、入力津波の荷重因子である浸水高、速度、津波波力等を安全側に評価することで、不確かさを考慮し、荷重設定に考慮している余裕の程度を検討する。

津波波力の算定においては、津波波力算定式等、幅広く知見を踏まえて、十分な余裕を考慮する。

漂流物の衝突による荷重の評価に際しては、津波の流速による衝突速度の設定における不確実性を考慮し、流速について十分な余裕を考慮する。

津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計において、基準津波の波源の活動に伴い発生する可能性がある余震（地震）についてそのハザードを評価し、その活動に伴い発生する余震による荷重を設定する。余震荷重については、基準津波の継続時間のうち最大水位変化を生起する時間帯を踏まえ過去の地震データを抽出・整理することにより余震の規模を想定し、余震としてのハザードを考慮した安全側の評価として、この余震規模から求めた地震動に対して全ての周期で上回る地震動を弾性設計用地震動の中から設定する。

主要設備の配置図を第 10.6-1 図に、また、概念図を第 10.6-2 図～第 10.6-13 図に示す。

10.6.1.2.3 主要設備の仕様

浸水防護設備の主要仕様を第 10.6-1 表に示す。

10.6.1.2.4 主要設備

(1) 防潮堤

「10.6.1.1 設計基準対象施設 10.6.1.1.4 主要設備」に同じ。

(2) 防潮壁

「10.6.1.1 設計基準対象施設 10.6.1.1.4 主要設備」に同じ。

(3) 取放水路流路縮小工

「10.6.1.1 設計基準対象施設 10.6.1.1.4 主要設備」に同じ。

(4) 貯留堰

「10.6.1.1 設計基準対象施設 10.6.1.1.4 主要設備」に同じ。

(5) 逆流防止設備

「10.6.1.1 設計基準対象施設 10.6.1.1.4 主要設備」に同じ。

(6) 水密扉

「10.6.1.1 設計基準対象施設 10.6.1.1.4 主要設備」に同じ。

(7) 浸水防止蓋

「10.6.1.1 設計基準対象施設 10.6.1.1.4 主要設備」に同じ。

(8) 浸水防止壁

「10.6.1.1 設計基準対象施設 10.6.1.1.4 主要設備」に同じ。

(9) 逆止弁付ファンネル

「10.6.1.1 設計基準対象施設 10.6.1.1.4 主要設備」に同じ。

(10) 貫通部止水処置

「10.6.1.1 設計基準対象施設 10.6.1.1.4 主要設備」に同じ。

上記(1)から(9)の各施設・設備の設計における許容限界は、地震後、津波

後の再使用性や、津波の繰返し作用を想定し、止水性の面も踏まえることにより、当該構造物全体の変形能力に対して十分な余裕を有するよう、各施設・設備を構成する材料が弾性域内に収まることを基本とする。

上記(10)の貫通部止水処置については、地震後、津波後の再使用性や、津波の繰返し作用を想定し、止水性の維持を考慮して、貫通部止水処置が健全性を維持することとする。

各施設・設備の設計及び評価に使用する津波荷重の設定については、入力津波が有する数値計算上の不確かさ及び各施設・設備の機能損傷モードに対応した荷重の算定過程に介在する不確かさを考慮する。

入力津波が有する数値計算上の不確かさの考慮に当たっては、各施設・設備の設置位置で算定された津波の高さを安全側に評価して入力津波を設定することで、不確かさを考慮する。

各施設・設備の機能損傷モードに対応した荷重の算定過程に介在する不確かさの考慮に当たっては、入力津波の荷重因子である浸水高、速度、津波波力等を安全側に評価することで、不確かさを考慮し、荷重設定に考慮している余裕の程度を検討する。

津波波力の算定においては、津波波力算定式等、幅広く知見を踏まえて、十分な余裕を考慮する。

漂流物の衝突による荷重の評価に際しては、津波の流速による衝突速度の設定における不確実性を考慮し、流速について十分な余裕を考慮する。

津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計において、基準津波の波源の活動に伴い発生する可能性がある余震（地震）についてそのハザードを評価し、その活動に伴い発生する余震による荷重を設定する。余震荷重については、基準津波の継続時間のうち最大水位変化を生起する時間帯を踏まえ過去の地震データを抽出・整理することにより余震の規模を想定し、余

震としてのハザードを考慮した安全側の評価として、この余震規模から求めた地震動に対してすべての周期で上回る地震動を弾性設計用地震動の中から設定する。

主要設備の配置図を第 10.6-1 図に、また、概念図を第 10.6-2 図～第 10.6-13 図に示す。

「10.15 地下水位低下設備」を以下のとおり追加する。

10.15 地下水位低下設備

10.15.1 概要

地下水位低下設備は、防潮堤下部の地盤改良等により地下水の流れが遮断され敷地内の地下水位が地表面付近まで上昇するおそれがあることを踏まえ、発電用原子炉施設周辺の地下水位を一定の範囲に保持するためのものである。

地下水位低下設備は O.P. +14.8m 盤の発電用原子炉施設周辺に設置する。

10.15.2 設計方針

- (1) 地下水位低下設備は、基準地震動 S_s に対して機能維持する設計とする。
- (2) 地下水位低下設備は、設置許可基準規則第十二条第2項に基づく設計とする。
- (3) 地下水位低下設備は、全交流動力電源喪失に配慮し、常設代替交流電源設備からの電源供給が可能な設計とする。
- (4) 地下水位低下設備は、外部事象へ配慮した設計とする。

10.15.3 主要設備

地下水位低下設備は、ドレーン、揚水井戸、揚水ポンプ、配管及び計測制御装置により構成される。

10.15.4 手順等

地下水位低下設備の機能喪失への対応として、復旧のための予備品の確保及び可搬型設備を用いた機動的な措置について手順書及び体制を整備するとともに、地下水位を一定の範囲に保持できないと判断した場合には、プラントを停止する。また、地下水位低下設備の機能喪失時の措置については、運転管理上の方針として保安規定に定めて、管理していく。

第 10.3-2 表 開閉所機器の主要機器仕様

(1) 275kV 母線

種 類	SF ₆ ガス絶縁方式
定格電圧	300kV
電流容量	約 4,000A
定格短時間電流	40kA 2 s

(2) 275kV 開閉所遮断器

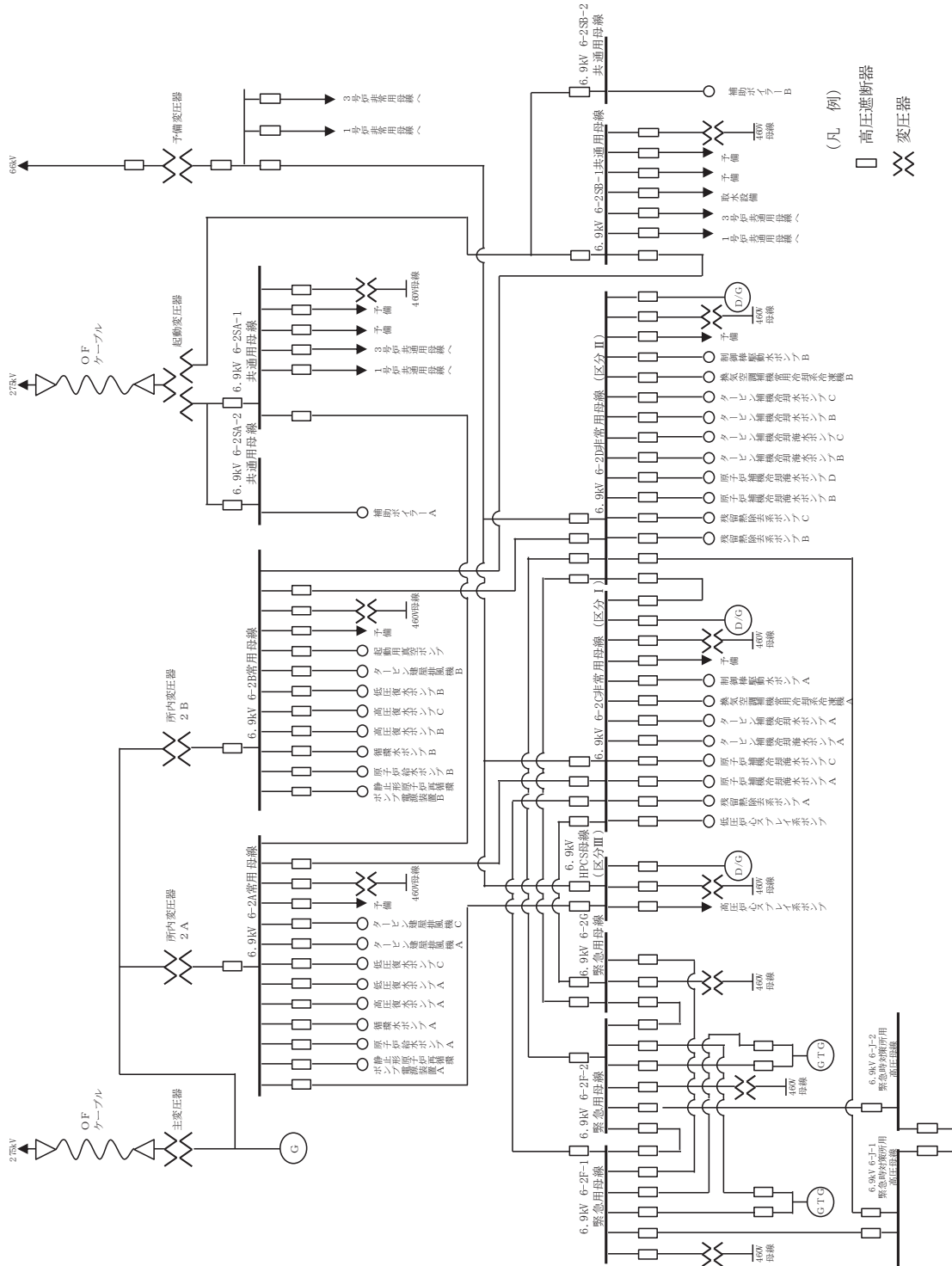
	主変圧器用 遮断器	起動変圧器用 遮断器	275kV送電線用 遮断器	275kV母線 連絡用遮断器
個 数	1	1	4	3
定格電圧	300kV	300kV	300kV	300kV
定格電流	約 2,000A	約 2,000A	約 4,000A	約 4,000A
定格遮断電流	40kA	40kA	40kA	40kA

(3) 66kV 母線

種 類	SF ₆ ガス絶縁方式
定格電圧	72kV
電流容量	約 800A
定格短時間電流	20kA 2 s

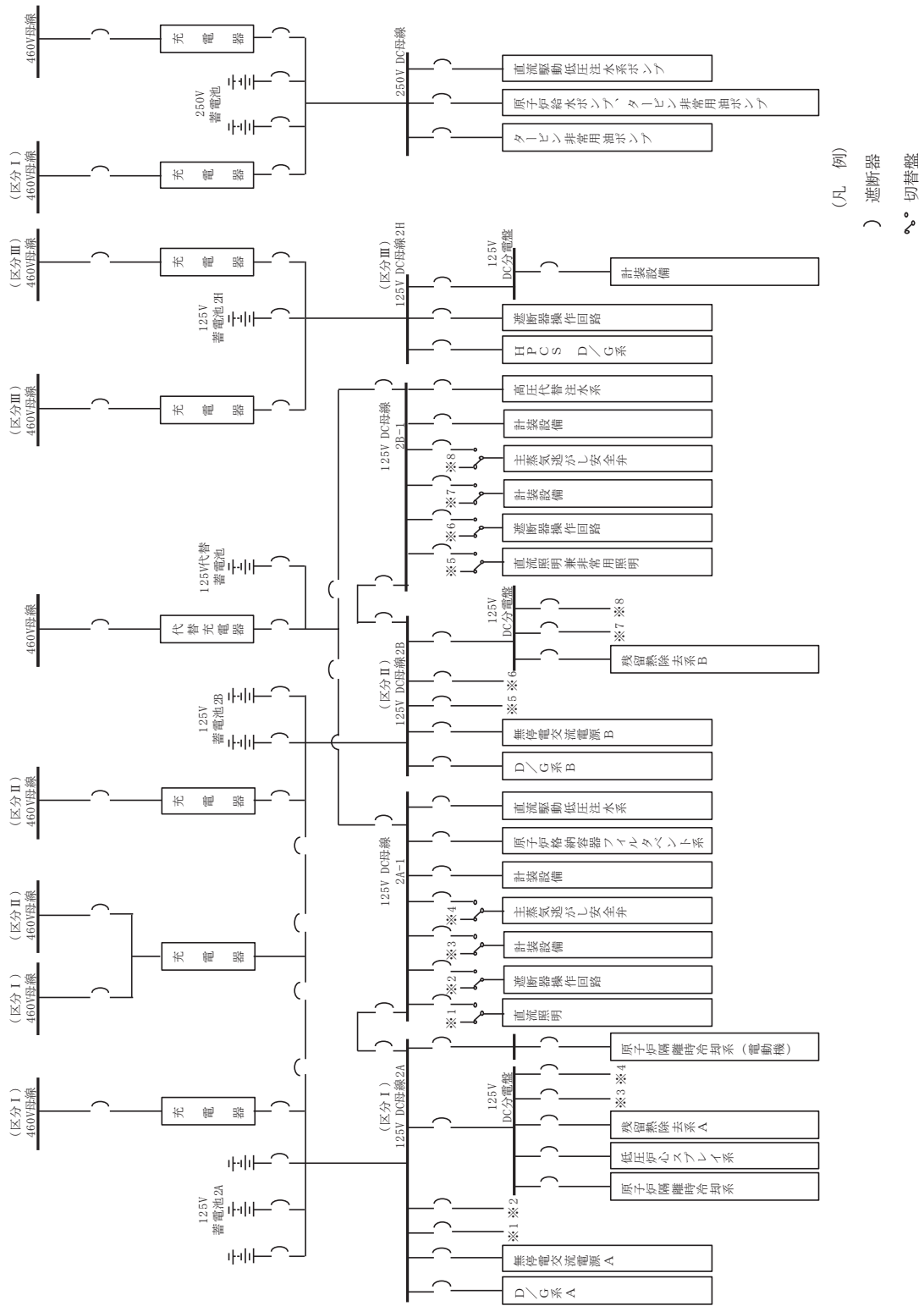
(4) 66kV 開閉所遮断器

	受電用 遮断器
個 数	1
定格電圧	72kV
定格電流	約 800A
定格遮断電流	20kA

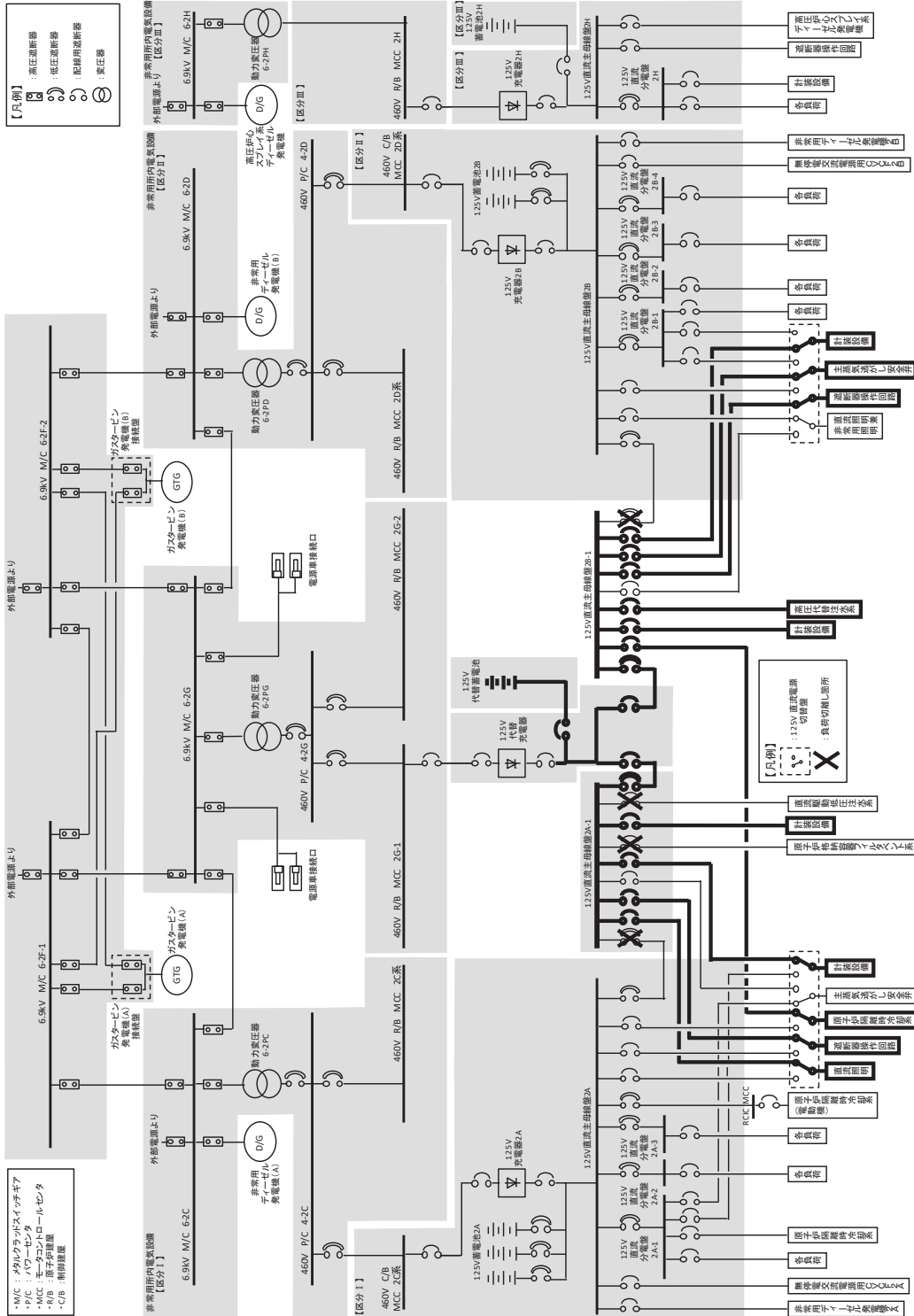


(凡例)
 □ 高圧遮断器
 ×× 変圧器

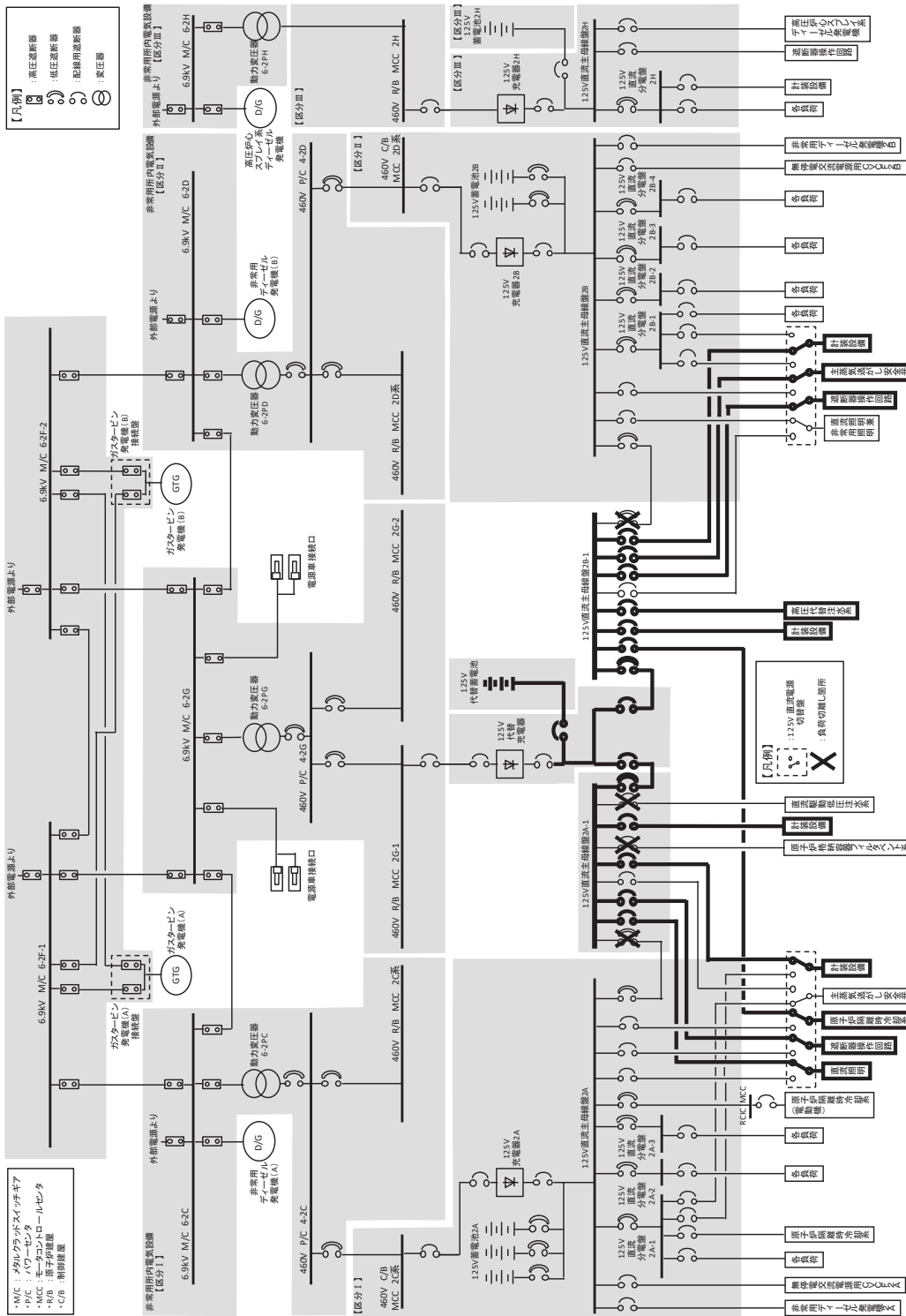
第 10.1-1 図 所内単線結線図



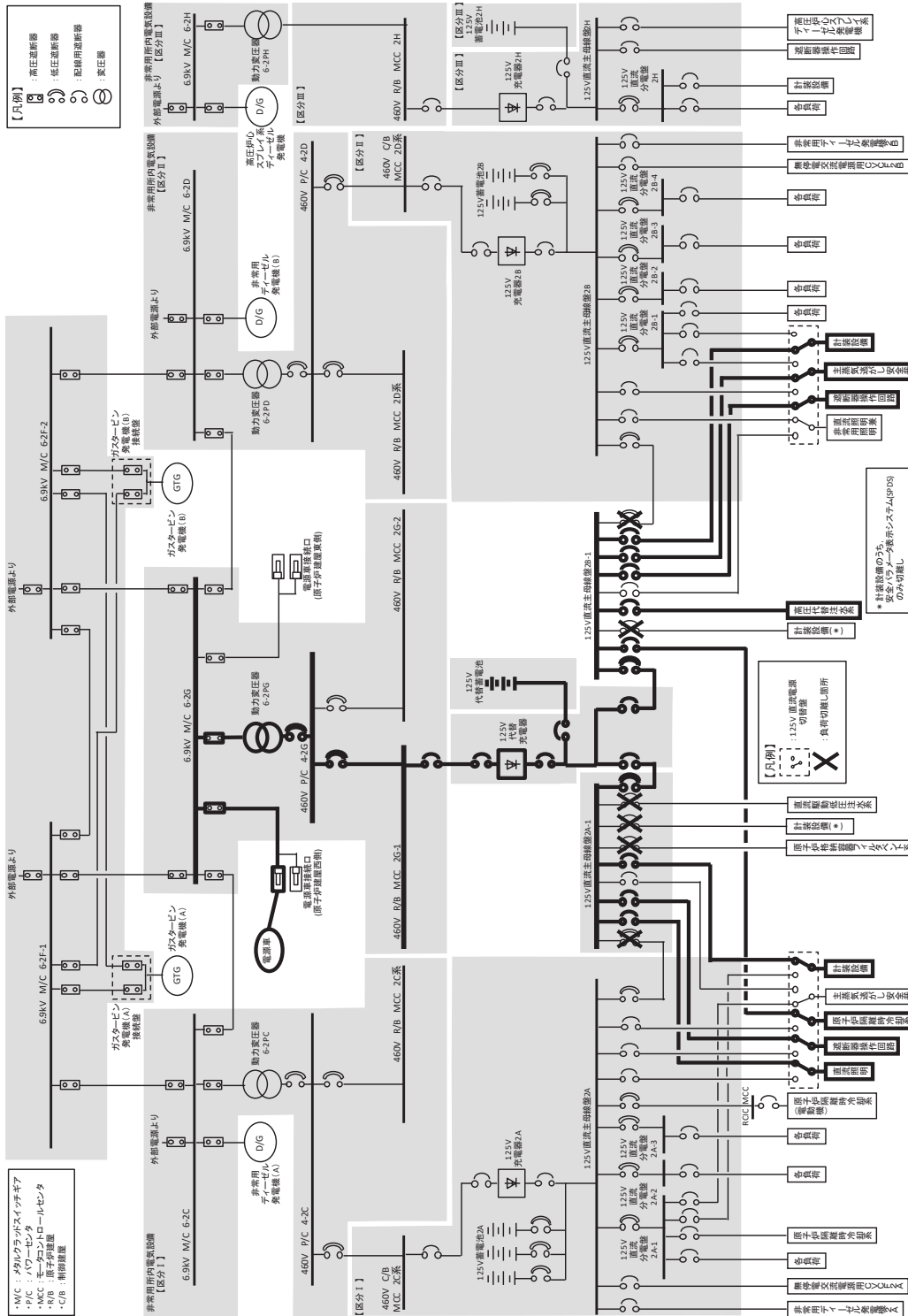
第 10.1-3 図 直流電源単線結線図



第10.2-7図 代替電源設備系統概要図 (常設代替直流電源設備による給電) (125V代替蓄電池による給電)

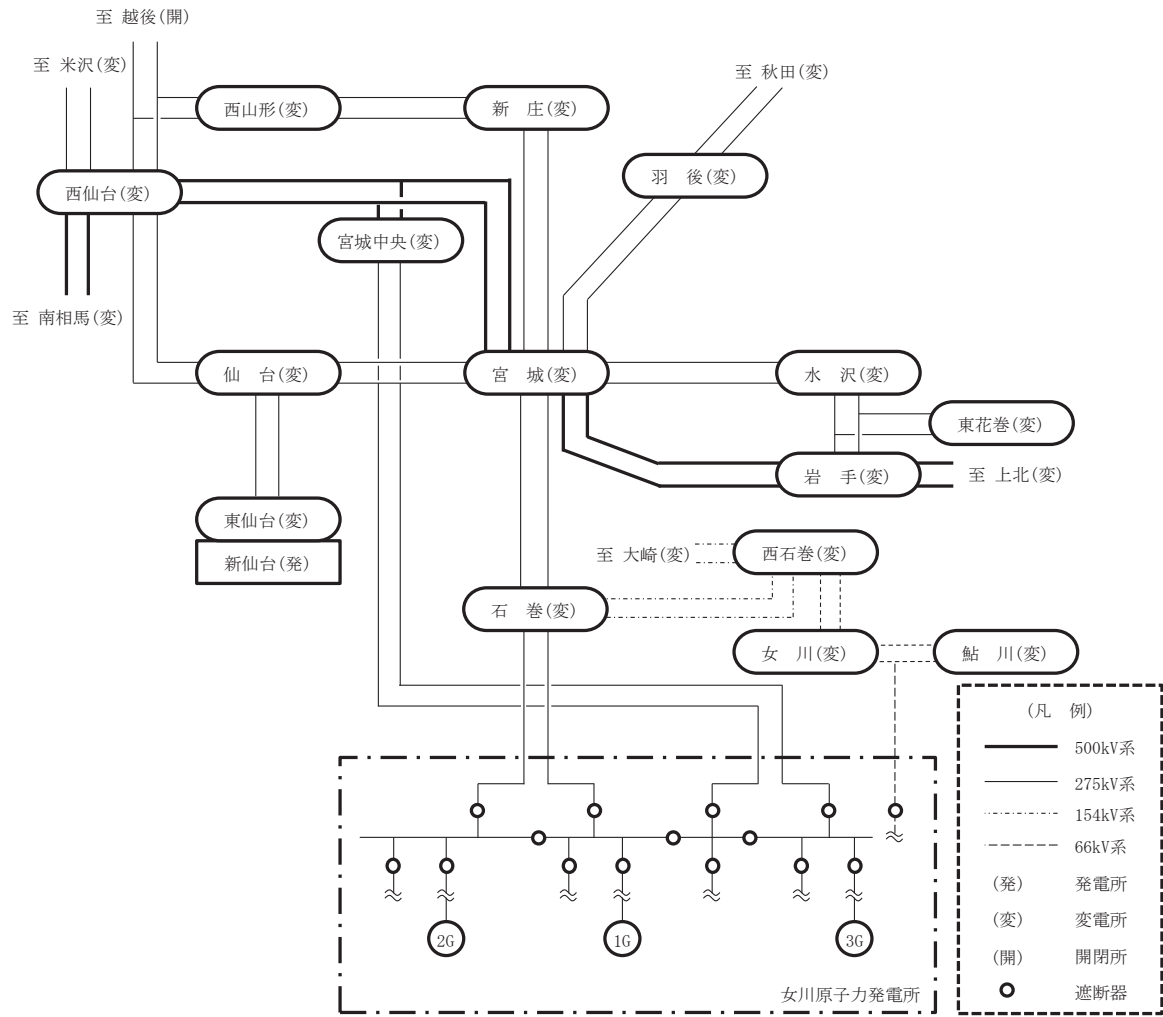


第10.2-9 図 代替電源設備系統概要図（可搬型代替直流電源設備による給電）（125V代替蓄電池による給電）

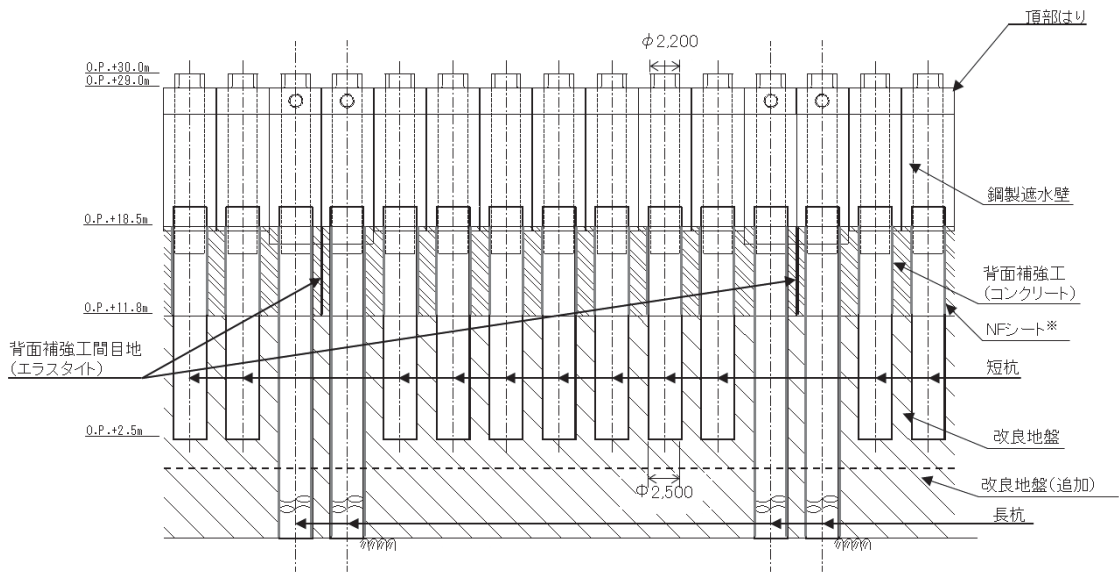


第 10.2-11 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型代替直流電源設備による給電) (電源車から代替所内電気設備を経由して

給電 (125V 系統))

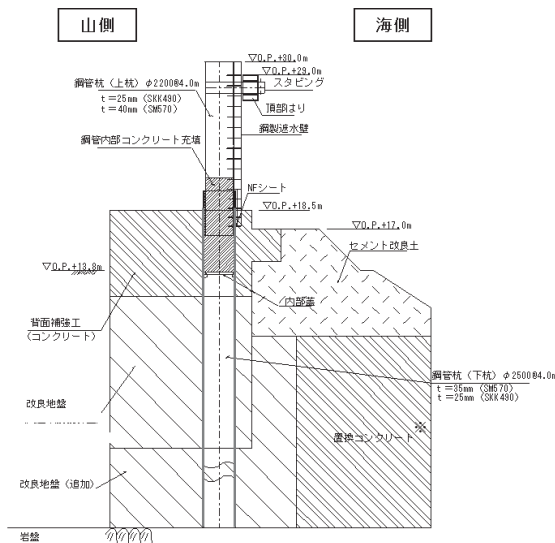


第 10.3-1 図 常用電源設備系統概要図 (送電系統図)

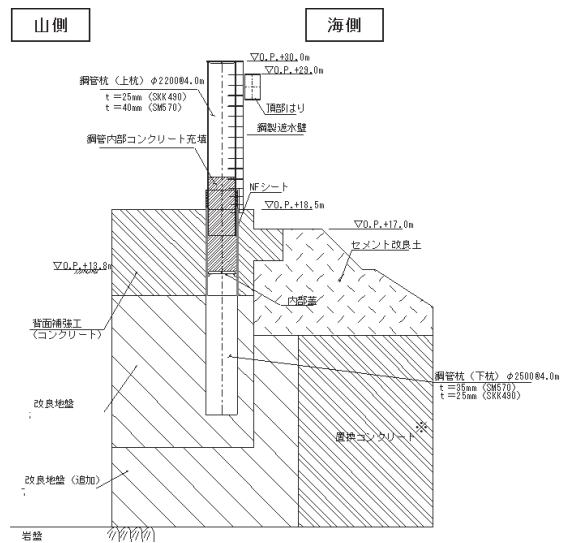


※: アスファルトをシートに成形したものであり、本資料では『NFシート』と呼ぶ。ネガティブフリクション対策として施工したが、沈下しない設計に変更したため、役割を期待しない。

(a) 正面図



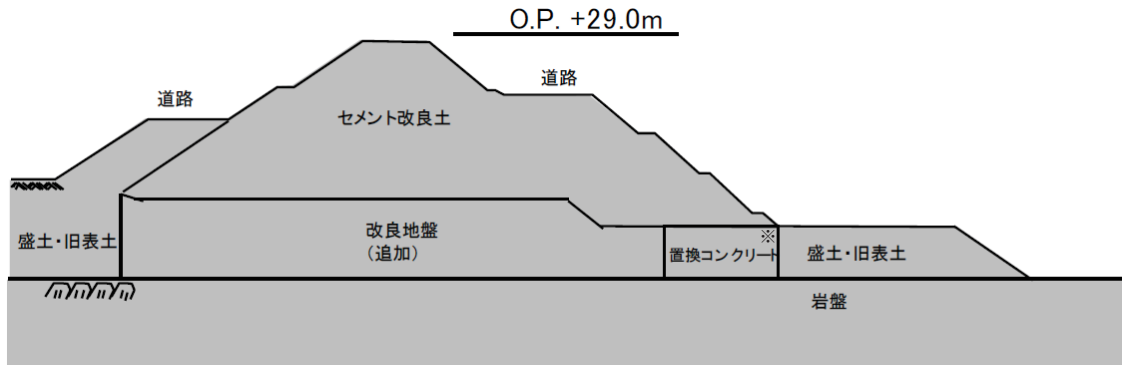
(b) 側面図 (長杭部)



(c) 側面図 (短杭部)

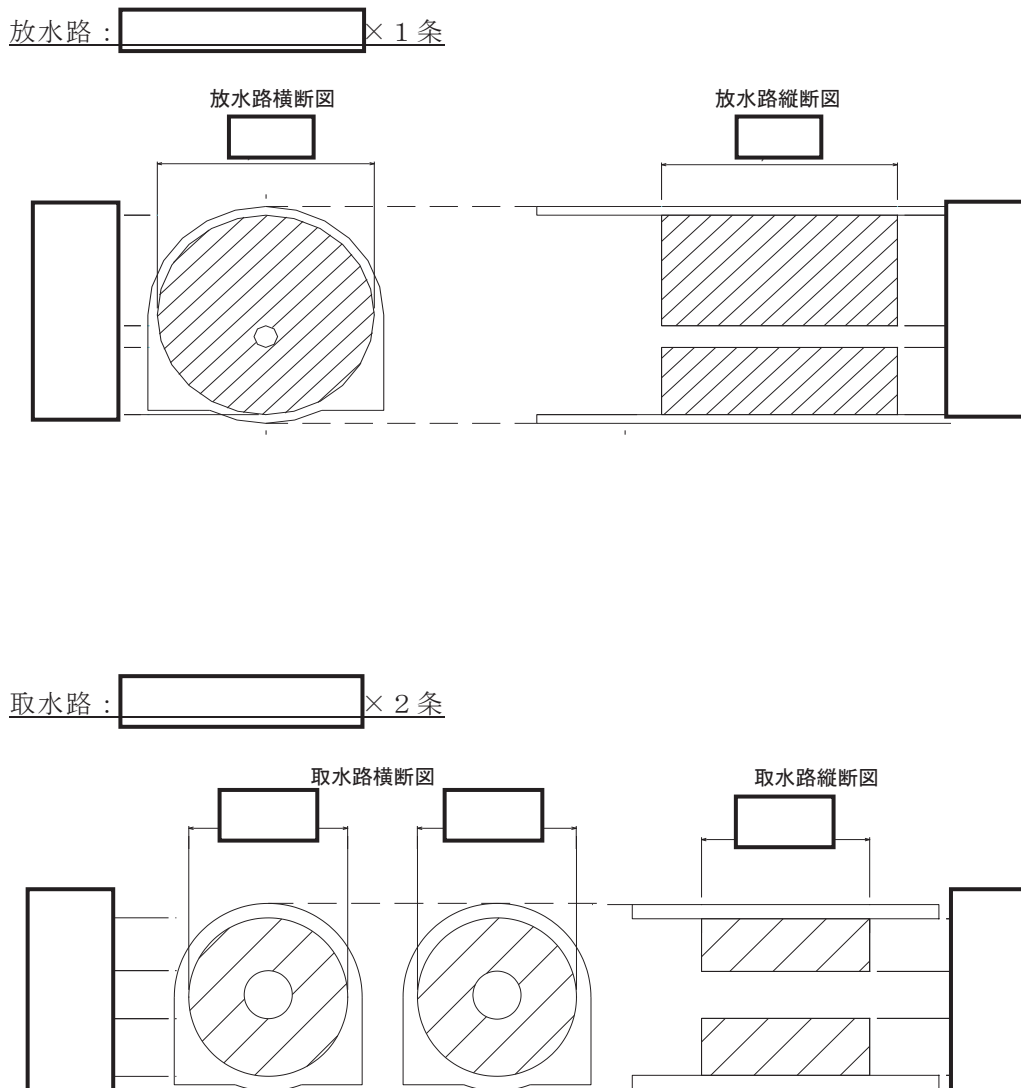
※: 置換コンクリートはC_M 級以上の岩盤に着岩させるため、断面によって深さが異なる。

第 10.6-2 図 防潮堤 (鋼管式鉛直壁) 概念図



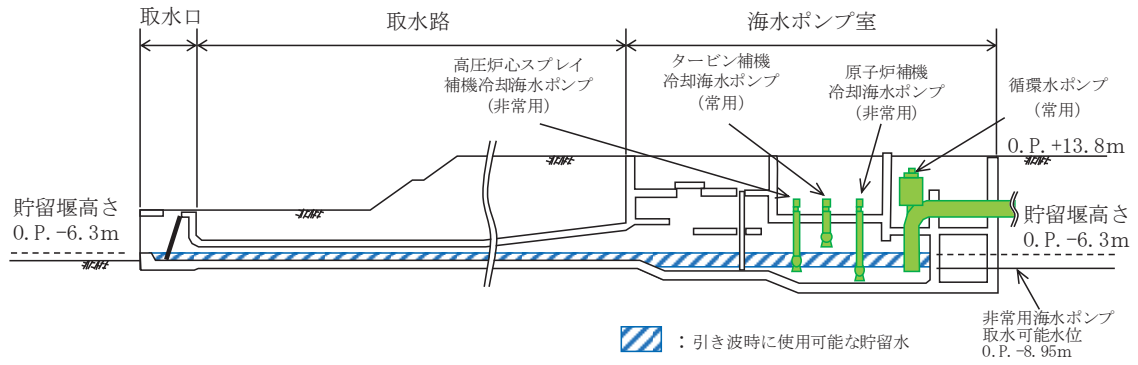
※: 置換コンクリートは C_M 級以上の岩盤に着岩させるため, 断面によって深さが異なる。

第 10.6-3 図 防潮堤 (盛土堤防) 概念図

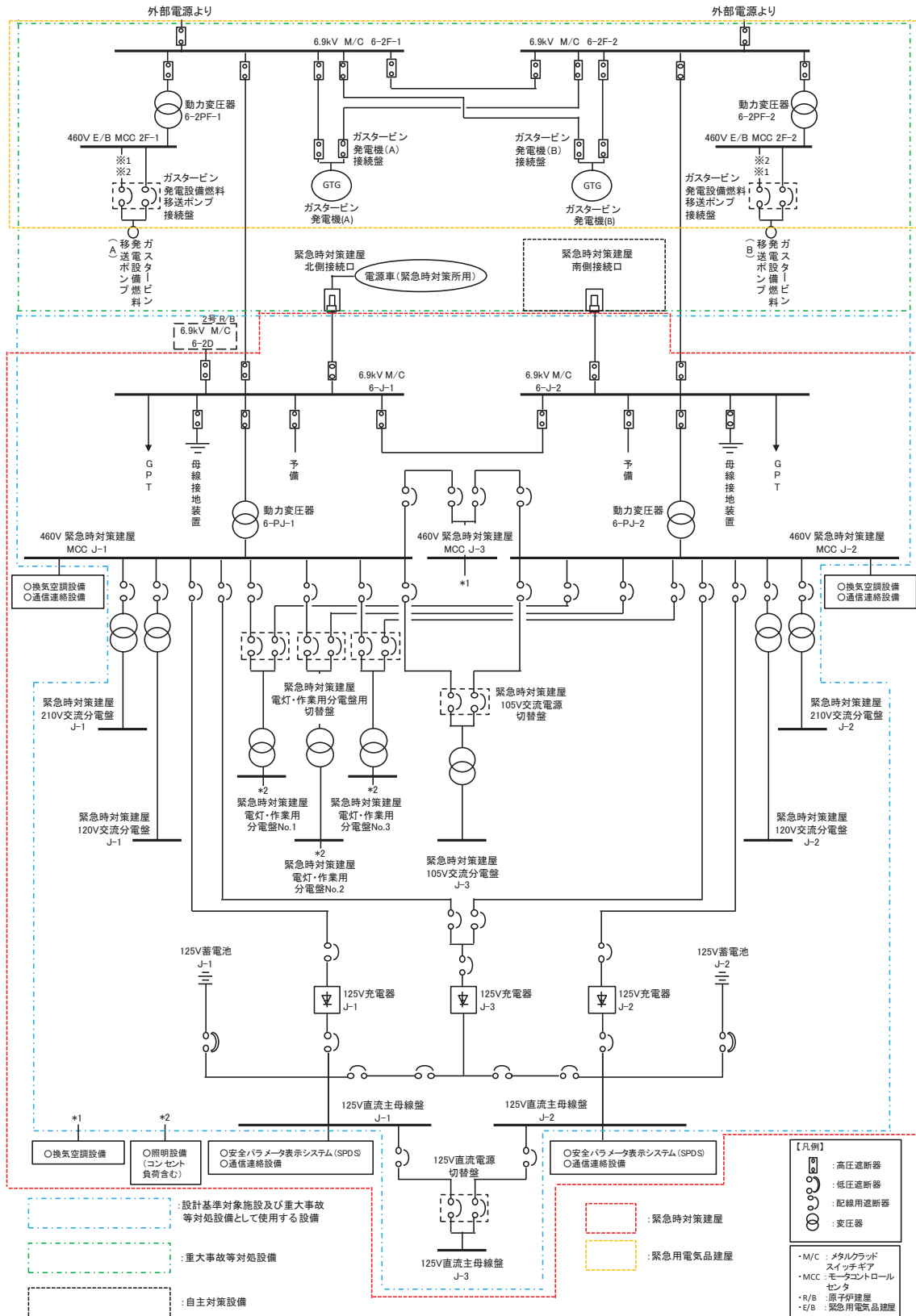


第 10.6-5 図 取放水路流路縮小工概念図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



第 10.8-1 図 非常用取水設備概要図



第10.9-5図 緊急時対策所系統概要図(5) (代替電源設備からの給電)

添付書類十の一部補正

添付書類十を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
10-5-1	下4～下3	「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」	「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」
10-5-1	下2～下1	技術的能力の審査基準で規定する内容に加え、「設置許可基準規則」に基づいて	技術的能力の審査基準で規定する内容に加え、「 <u>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</u> 」(以下「 <u>設置許可基準規則</u> 」という。)に基づいて
10-5-3	上10	速やかに切替える	速やかに切り替える
10-5-41	下13～下12	複数の緩和機能喪失	複数の安全機能喪失
10-5-59	下12	切替える	切り替える
10-5-60	下8	低圧代替注水系(可搬型)、ろ過水ポンプ	低圧代替注水系(可搬型)、 <u>代替循環冷却系</u> 、ろ過水ポンプ
10-5-60	下2～下1	低圧代替注水系(可搬型)及び	低圧代替注水系(可搬型)、 <u>代替循環冷却系</u> 、ろ過水ポンプ及び
10-5-61	上4～上5	低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)、ろ過水ポンプ	低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)、 <u>代替循環冷却系</u> 、 <u>低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)</u> 、ろ過水ポンプ
10-5-73	上3	非常用ディーゼル発電機	非常用交流電源設備
10-5-73	上6	非常用ディーゼル発電機	非常用交流電源設備
10-5-73	上11	非常用ディーゼル発電機	非常用交流電源設備
10-5-73	下9	<u>非常用ディーゼル発電機及びガスタービン発電機</u>	<u>及び非常用交流電源設備</u>

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
10-5-73	下6～下5	<u>250V蓄電池から250V直流主母線盤へ給電する。</u>	<u>外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時に、250V蓄電池から250V直流主母線盤へ給電する。</u>
10-5-73	下1	非常用 <u>ディーゼル発電機</u>	非常用 <u>交流電源設備</u>
10-5-74	下3	大容量送水ポンプ <u>を</u>	大容量送水ポンプ <u>(タイプI)を</u>
10-5-83	上4	ネットワークに <u>接続する</u> 通信連絡設備	ネットワーク <u>を用いた</u> 通信連絡設備
10-5-94		第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要(4/19)	別紙10-5-1に変更する。
10-5-96 ～ 10-5-97		第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要(4/19)	別紙10-5-2に変更する。
10-5-102		第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要(6/19)	別紙10-5-3を変更する。
10-5-120		第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要(14/19)	別紙10-5-4に変更する。
10-5-126		第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要(16/19)	別紙10-5-5に変更する。
10-5-128		第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要(17/19)	別紙10-5-6に変更する。
10-5-130 ～ 10-5-131		第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要(18/19)	別紙10-5-7に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
10-5-135		第5.1-2表 重大事故等対策における操作の成立性 (2/10)	別紙10-5-8に変更する。
10-5-136		第5.1-2表 重大事故等対策における操作の成立性 (3/10)	別紙10-5-9に変更する。
10-5-137		第5.1-2表 重大事故等対策における操作の成立性 (4/10)	別紙10-5-10に変更する。
10-5-141		第5.1-2表 重大事故等対策における操作の成立性 (8/10)	別紙10-5-11に変更する。
10-5-143		第5.1-2表 重大事故等対策における操作の成立性 (10/10)	別紙10-5-12に変更する。
10-5-145		第5.2-1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (2/7)	別紙10-5-13に変更する。
10-5-156		第5.2-4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧(2/7)	別紙10-5-14に変更する。
10-5-159		第5.2-4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧(5/7)	別紙10-5-15に変更する。
10-5-160		第5.2-4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧(6/7)	別紙10-5-16に変更する。
10-5-161		第5.2-4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧(7/7)	別紙10-5-17に変更する。
10-5-174		第5.2-7表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.4) (3/9)	別紙10-5-18に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
10-5-179		第5.2-7表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.4) (8/9)	別紙10-5-19に変更する。
10-5-185		第5.2-9表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.6) (2/6)	別紙10-5-20に変更する。
10-5-208		第5.2-16表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13) (2/11)	別紙10-5-21に変更する。
10-5-209		第5.2-16表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13) (3/11)	別紙10-5-22に変更する。
10-5-213		第5.2-16表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13) (7/11)	別紙10-5-23に変更する。
10-5-227		第5.2-2図 大規模な自然災害（地震）により生じ得る発電用原子炉施設の状況 (1/3)	別紙10-5-24に変更する。
10-5-229		第5.2-2図 大規模な自然災害（地震と津波の重畳）により生じ得る発電用原子炉施設の状況 (3/3)	別紙10-5-25に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (4/19)

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		
方針目的	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。</p> <p>また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却する手順等を整備する。</p>	
対応手段等	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード又は原子炉停止時冷却モード）又は低圧炉心スプレイ系が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いる。</p>
	原子炉運転中の場合	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の故障等により発電用原子炉の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水貯蔵タンクを水源として、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により注水する。 ・低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により原子炉圧力容器へ注水できない場合は、復水貯蔵タンクを水源として、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）により注水する。 ・低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）により原子炉圧力容器へ注水できない場合は、淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）を水源として、低圧代替注水系（可搬型）等により注水する。 ・交流電源が確保できない場合は、復水貯蔵タンクを水源として、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）により注水する。 <p>なお、低圧代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</p>
	サポート系故障時	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、低圧代替注水系による発電用原子炉の冷却に加え、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系を復旧し、サプレッションチェンバを水源として、原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>また、常設代替交流電源設備へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系を運転継続する。</p> <p>発電用原子炉の停止後は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）に移行し、長期的に発電用原子炉からの除熱を行う。</p>

配慮すべき事項	原子炉運転中の場合	重大事故等時の対応手段の選択	フロントライン系故障時	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低压注水モード）及び低压炉心スプレイ系の故障等により発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合において、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）に異常がなく、交流電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合は、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により発電用原子炉の冷却ができない場合において、低压代替注水系（常設）（直流駆動低压注水系ポンプ）に異常がなく、交流電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合は、低压代替注水系（常設）（直流駆動低压注水系ポンプ）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>低压代替注水系（常設）（直流駆動低压注水系ポンプ）により発電用原子炉の冷却ができない場合において、低压代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））が確保されている場合は、低压代替注水系（可搬型）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>なお、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により発電用原子炉を冷却する場合は、注水流量が多い配管から選択する。</p> <p>また、交流電源が確保できない場合は、低压代替注水系（常設）（直流駆動低压注水系ポンプ）により発電用原子炉を冷却する。</p>
			サポート系故障時	<p>外部電源、常設代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合において、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の運転ができる場合は、残留熱除去系（低压注水モード）により発電用原子炉を冷却する。残留熱除去系（低压注水モード）の運転ができない場合は、低压炉心スプレイ系により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の運転ができない場合は、原子炉補機代替冷却水系を設置し、残留熱除去系（低压注水モード）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>原子炉補機代替冷却水系の設置による残留熱除去系（低压注水モード）の復旧に時間を要するため、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）等による発電用原子炉の冷却を並行して実施する。その際の優先順位は、フロントライン系故障時の優先順位と同様である。</p>

配慮すべき事項	原子炉運転中の場合	重大事故等時の対応手段の選択	溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	<p>溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合において、代替循環冷却系に異常がなく、交流電源及び水源（サブプレッションチェンバ）が確保されている場合は、代替循環冷却系により残存溶融炉心を冷却する。</p> <p>代替循環冷却系により残存溶融炉心の冷却ができない場合において、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）に異常がなく、交流電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により残存溶融炉心を冷却する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により残存溶融炉心の冷却ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により残存溶融炉心を冷却する。</p> <p>なお、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により発電用原子炉を冷却する場合は、注水流量が多い配管から選択する。</p>
		原子炉停止中の場合	重大事故等時の対応手段の選択	フロントライン系故障時
	サポート系故障時		<p>外部電源、常設代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合において、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の運転ができる場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により発電用原子炉を除熱する。</p> <p>原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の運転ができない場合は、原子炉補機代替冷却水系を設置し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により発電用原子炉を除熱する。</p> <p>原子炉補機代替冷却水系の設置による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧に時間を要するため、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）等による発電用原子炉の冷却を並行して実施する。その際の優先順位は、フロントライン系故障時の優先順位と同様である。</p>	
	残存溶融炉心の冷却における留意事項			<p>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）等により十分な注水量が確保できない場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを優先する。</p>

配慮すべき事項	作業性	<p>低圧代替注水系（可搬型）で使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）のホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p>
	電源確保	<p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて低圧代替注水系等による注水に必要な設備へ給電する。</p>
	燃料補給	<p>配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</p>

配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	フロントライン系故障時	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合において、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内を冷却する。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内の冷却ができない場合において、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））が確保されている場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内を冷却する。</p>
		作業性	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）で使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）のホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。
		電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて原子炉格納容器代替スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内の冷却に必要な設備へ給電する。
		燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。

第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (14/19)

1.14 電源の確保に関する手順等	
方針目的	<p>電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び代替所内電気設備を確保する手順等を整備する。</p> <p>また、重大事故等の対処に必要な設備を継続運転させるため、燃料補給設備により補給する手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p>重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</p> <p>設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け、重大事故等の対処に用いる。</p>
	<p>交流電源喪失時</p> <p>代替交流電源設備による給電</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手段により非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備を用いて給電する。 ・常設代替交流電源設備を用いて給電できない場合は、可搬型代替交流電源設備等を用いて給電する。
	<p>直流電源喪失時</p> <p>代替直流電源設備による給電</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合において、充電器を経由して直流電源設備へ給電できない場合は、以下の手段により直流電源設備へ給電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替交流電源設備等を用いて給電を開始するまでの間、所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備を用いて給電する。 ・所内常設蓄電式直流電源設備を用いて給電できない場合は、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備を用いて給電する。
	<p>非常用所内電気設備機能喪失時</p> <p>代替所内電気設備による給電</p> <p>設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が喪失した場合は、代替所内電気設備を用いて電路を確保し、代替交流電源設備等から必要な設備へ給電する。</p>

第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (16/19)

1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等	
方針目的	重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な設備及び資機材を活用した居住性の確保、汚染の持込み防止に係る手順等を整備する。
対応手段等	<p>中央制御室にとどまる運転員の被ばく量を7日間で100mSvを超えないようにするため、中央制御室遮蔽及び中央制御室待避所遮蔽、中央制御室再循環送風機及び中央制御室待避所加圧設備(空気ポンプ)等により、中央制御室の空気を清浄に保ち、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員を防護するため中央制御室の居住性を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室換気空調系は、原子炉冷却材圧力バウンダリからの1次冷却材の漏えい等により通常運転から閉回路循環運転(以下「事故時運転モード」という。)に切り替わり、環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員を防護する。 炉心損傷時は、放射性物質が環境に放出されるおそれがある原子炉格納容器フィルタベント系を使用する前に、中央制御室換気空調系による事故時運転モードを実施し、中央制御室待避所加圧設備(空気ポンプ)により中央制御室待避所の加圧を実施する。 全交流動力電源喪失時は、常設代替交流電源設備を用いて中央制御室換気空調系へ給電し、中央制御室換気空調系の事故時運転モードを実施する。 中央制御室換気空調系が事故時運転モードで運転中等、中央制御室が隔離されている状態となった場合は、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度の低下又は二酸化炭素濃度の上昇により許容濃度を満足できない場合は、外気を取り入れる。中央制御室待避所における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定も中央制御室同様に行い、許容濃度を満足できない場合は、中央制御室待避所加圧設備の加圧空気供給ライン流量調整弁、室圧調整弁により調整及び管理を行う。 全交流動力電源喪失時に、中央制御室の照明が使用できない場合、可搬型照明(SA)により照明を確保し、チェンジングエリア設置場所の照明が使用できない場合は、乾電池内蔵型照明により照明を確保する。
汚染持込み防止	中央制御室の汚染の持込みを防止するため、「原子力災害対策特別措置法」第10条特定事象が発生した場合は、モニタリング及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。

第 5.1-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (17/19)

1.17 監視測定等に関する手順等	
方針目的	<p>重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、放射性物質の濃度及び放射線量を測定する手順等を整備する。また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するため、風向、風速その他の気象条件を測定する手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p>放射性物質の濃度及び放射線量の測定</p> <p>発電所及びその周辺における放射線量は、通常時からモニタリングポストを用いて連続測定しているが、放射線量の測定機能が喪失した場合は、可搬型モニタリングポストを用いて監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。また、「原子力災害対策特別措置法」第10条特定事象が発生した場合は、モニタリングポストが設置されていない海側に可搬型モニタリングポストを設置し、放射線量を測定する。さらに、緊急時対策所の加圧判断のため、緊急時対策建屋屋上に可搬型モニタリングポストを設置し、放射線量を測定する。</p> <p>発電所及びその周辺における空気中の放射性物質の濃度は、放射能観測車を用いて測定するが、空気中の放射性物質の濃度の測定機能が喪失した場合は、可搬型放射線計測装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、γ線サーベイメータ及びβ線サーベイメータ）等を用いて監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。</p> <p>重大事故等時に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）及び放射線量は、可搬型放射線計測装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、γ線サーベイメータ、β線サーベイメータ、α線サーベイメータ及び電離箱サーベイメータ）を用いて監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。</p> <p>発電所の周辺海域は、小型船舶を用いて海上モニタリングを行う。</p>
	<p>風向、風速その他</p> <p>発電所における風向、風速その他の気象条件は、通常時から気象観測設備を用いて連続測定しているが、それらの測定機能が喪失した場合は、代替気象観測設備を用いて測定し、及びその結果を記録する。</p>
	<p>測定頻度</p> <p>可搬型モニタリングポストを用いた放射線量の測定は、連続測定とする。</p> <p>放射性物質の濃度の測定（空气中、水中、土壌中）及び海上モニタリングは、1回/日以上とするが、発電用原子炉施設の状態、放射性物質の放出状況及び海洋の状況を考慮し、測定しない場合もある。</p> <p>風向、風速その他の気象条件の測定は、連続測定とする。</p>

第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (18/19)

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等	
方針目的	<p>緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の発電所対策本部としての機能を維持するために必要な居住性の確保、必要な指示及び通信連絡、必要な数の要員の収容、代替電源設備からの給電に関する手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p style="text-align: center;">居住性の確保</p> <p>緊急時対策所遮蔽及び緊急時対策所加圧設備（空気ボンベ）を用いた希ガス等の放射性物質の侵入防止等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等の被ばく線量を7日間で100mSvを超えないようにするため、以下の手順等により緊急時対策所の居住性を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所を立ち上げる場合は、緊急時対策所非常用送風機を起動するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備であるガスタービン発電機又は電源車（緊急時対策所用）を用いて給電し、緊急時対策所非常用送風機を起動する。 ・「原子力災害対策特別措置法」第10条特定事象が発生した場合、緊急時対策所に緊急時対策所可搬型エリアモニタを設置し、放射線量の測定を実施する。 ・原子炉格納容器ベント等により放射性物質の放出のおそれがある場合は、緊急時対策所において、緊急時対策所加圧設備（空気ボンベ）を用いて加圧を行うとともに、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を用いて緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を測定する。その後、発電所敷地内に設置する可搬型モニタリングポスト等の指示値により周辺環境中の放射性物質が十分減少したと判断した場合は、緊急時対策所加圧設備（空気ボンベ）から緊急時対策所非常用送風機へ切り替える。
必要な指示及び通信連絡	<p>重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等は、緊急時対策所の安全パラメータ表示システム（SPDS）及び通信連絡設備を用いて必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに重大事故等に対処するための対策の検討を行う。</p> <p>重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を緊急時対策所に整備する。当該資料は、常に最新となるよう通常時から維持、管理する。</p> <p>緊急時対策所の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。</p>

対応手段等	必要な数の要員の収容	<p>緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な要員を含めた重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する。これらの要員を収容するため、以下の手順等により必要な放射線管理を行うための資機材、飲料水、食料等を整備し、維持、管理するとともに、放射線管理等の運用を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 7日間外部からの支援がなくとも要員が使用する十分な数量の装備（汚染防護服、個人線量計、全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材を配備するとともに、通常時から維持、管理し、重大事故等時には、防護具等の使用及び管理を適切に運用し、十分な放射線管理を行う。 ・ 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持込みを防止するため、「原子力災害対策特別措置法」第10条特定事象が発生したと判断した後、事象進展の状況、参集済みの要員数及び作業の優先順位を考慮して、上記資機材を用いて、モニタリング及び汚染防護服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。 ・ 少なくとも外部からの支援なしに7日間活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄するとともに、通常時から維持、管理し、重大事故等が発生した場合は、緊急時対策所内の環境を確認した上で、飲食の管理を行う。
	代替電源設備からの給電	<p>緊急時対策所の必要な負荷は、2号炉の非常用高圧母線より受電されるが、当該母線より受電できない場合は、代替電源設備であるガスタービン発電機を用いて給電する。また、ガスタービン発電機による給電ができない場合は、電源車（緊急時対策所用）を用いて給電する。</p>
配慮すべき事項	配置	<p>重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と現場作業を行う要員等との輻輳を避けるレイアウトとなるよう考慮する。また、要員の収容が適切に行えるようトイレや休憩スペース等を整備する。</p>
	放射線管理	<p>除染は、ウェットティッシュでの拭取りを基本とするが、拭取りにて除染できない場合は、簡易シャワーにて水洗による除染を行う。簡易シャワーで発生した汚染水は、必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として廃棄する。</p> <p>運転中の緊急時対策所換気空調系が故障する等、切替えが必要となった場合は、待機側への切替えを行う。</p> <p>緊急時対策所換気空調系の緊急時対策所非常用フィルタ装置は使用することにより非常に高線量になるため、適切な遮蔽が設置されている緊急時対策建屋内に設置する。</p>
	電源確保	<p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備からの給電により、緊急時対策所の安全パラメータ表示システム（SPDS）及び通信連絡設備へ給電する。</p>

第 5.1-2 表 重大事故等対策における操作の成立性 (2/10)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.3	インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応 (中央制御室からの遠隔操作による漏えい箇所の隔離ができない場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	5	300分以内
1.4	低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水系ポンプ) による原子炉圧力容器への注水	運転員 (中央制御室, 現場)	3	35分以内
	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水	運転員 (中央制御室, 現場) 重大事故等対応要員	3 10	385分以内
1.5	原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (系統構成)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	75分以内
	原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (ベント操作: S/C側ベントの場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	95分以内
	フィルタ装置への水補給	運転員 (中央制御室, 現場)	3	380分以内
		重大事故等対応要員	9	
	可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給	運転員 (中央制御室, 現場)	3	315分以内
		重大事故等対応要員	5	
	原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素パージ	運転員 (中央制御室, 現場)	3	315分以内
		重大事故等対応要員	5	
	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (系統構成)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	80分以内
	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (ベント操作: S/C側ベントの場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	95分以内
原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保	運転員 (中央制御室, 現場)	3	540分以内	
	重大事故等対応要員	6		

第 5.1-2 表 重大事故等対策における操作の成立性 (3/10)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.6	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型)による原子炉格納容器内への スプレイ	運転員 (中央制御室, 現場)	3	385分以内
		重大事故等対応要員	10	
1.7	原子炉格納容器フィルタベント系に よる原子炉格納容器内の減圧及び除 熱 (現場操作) (系統構成)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	75分以内
	原子炉格納容器フィルタベント系に よる原子炉格納容器内の減圧及び除 熱 (現場操作) (ベント操作 : S/C側ベ ントの場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	115分以内
	フィルタ装置への水補給	運転員 (中央制御室, 現場)	3	380分以内
		重大事故等対応要員	9	
	可搬型窒素ガス供給装置による原子 炉格納容器への窒素供給	運転員 (中央制御室, 現場)	3	315分以内
		重大事故等対応要員	5	
	原子炉格納容器フィルタベント系停 止後の窒素パージ	運転員 (中央制御室, 現場)	3	315分以内
重大事故等対応要員		5		
代替循環冷却系使用時における原子 炉補機代替冷却水系による補機冷却 水確保		1.5と同様		
1.8	原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水	運転員 (中央制御室, 現場)	3	385分以内
		重大事故等対応要員	9	
	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型)による原子炉格納容器下部 への注水	運転員 (中央制御室, 現場)	3	385分以内
		重大事故等対応要員	9	
	低圧代替注水系 (可搬型) による原子 炉圧力容器への注水	運転員 (中央制御室, 現場)	3	385分以内
		重大事故等対応要員	9	

第 5.1-2 表 重大事故等対策における操作の成立性 (4/10)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.9	可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給	運転員 (中央制御室, 現場)	3	315分以内
		重大事故等対応要員	5	
	フィルタ装置への水補給	1.7と同様		
	原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素パージ	1.7と同様		
	代替電源による必要な設備への給電	1.14と同様		
1.10	代替電源による必要な設備への給電	1.14と同様		
1.11	燃料プール代替注水系(常設配管)による使用済燃料プールへの注水	運転員 (中央制御室, 現場)	3	380分以内
		重大事故等対応要員	10	
	燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水	運転員 (中央制御室, 現場)	3	380分以内
		重大事故等対応要員	10	
	燃料プールのスプレイ系(常設配管)による使用済燃料プールへのスプレイ	運転員 (中央制御室, 現場)	3	380分以内
		重大事故等対応要員	10	
	燃料プールのスプレイ系(可搬型)による使用済燃料プールへのスプレイ	運転員 (中央制御室, 現場)	3	380分以内
		重大事故等対応要員	10	
	大気への放射性物質の拡散抑制	1.12と同様		
	代替電源による給電	1.14と同様		
1.12	放水設備(大気への拡散抑制設備)による大気への放射性物質の拡散抑制(海水ポンプ室からの取水)	保修班員	6	280分以内
	放水設備(大気への拡散抑制設備)による大気への放射性物質の拡散抑制(取水口からの取水)	保修班員	6	395分以内
	海洋への拡散抑制設備(シルトフェンス)による海洋への放射性物質の拡散抑制	保修班員	10	190分以内
	放水設備(泡消火設備)による航空機燃料火災への泡消火	重大事故等対応要員	6	205分以内

第 5.1-2 表 重大事故等対策における操作の成立性 (8/10)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.14	常設代替交流電源設備による給電 (ガスタービン発電機によるメタクラ2C系及びメタクラ2D系受電)	運転員 (中央制御室)	2	45分以内
		保修士員	2	
	可搬型代替交流電源設備による給電 (電源車によるメタクラ2C系及びメタクラ2D系受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	125分以内
		重大事故等対応要員	3	
	所内常設蓄電式直流電源設備による給電 (不要直流負荷の切離し操作)	運転員 (現場)	2	60分以内
	所内常設蓄電式直流電源設備による給電 (125V蓄電池2A及び125V蓄電池2B給電を24時間継続するため切り離していた125V直流負荷の復旧操作)	運転員 (現場)	2	30分以内
	常設代替直流電源設備による給電	運転員 (中央制御室, 現場)	3	50分以内
	可搬型代替直流電源設備による給電 (電源車による125V代替充電器及び250V充電器への給電)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	130分以内
		重大事故等対応要員	3	
	可搬型代替直流電源設備による給電 (125V代替蓄電池を24時間継続するため切り離していた125V直流負荷の復旧操作)	運転員 (現場)	2	40分以内
	代替所内電気設備による給電(電源車によるパワーセンタ2G系及びモータコントロールセンタ2G系受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	130分以内
		重大事故等対応要員	3	
軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給	重大事故等対応要員	2	135分以内	
タンクローリから各機器への補給	重大事故等対応要員	2	40分以内	
タンクローリからガスタービン発電設備軽油タンクへ補給	重大事故等対応要員	2	50分以内	
1.15	代替電源 (交流, 直流) からの給電	1.14にて整備		
	可搬型計測器による計測	運転員(中央制御室)	1	55分以内
重大事故等対策要員 (運転員を除く。)		1		

第 5.1-2 表 重大事故等対策における操作の成立性 (10/10)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.18	放射線防護等に関する手順等（緊急時対策所非常用送風機から緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）への切替手順）	保修士員	1	3分以内
	放射線防護等に関する手順等（緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）から緊急時対策所非常用送風機への切替手順）	保修士員	1	5分以内
	必要な数の要員の収容に係る手順等（チェンジングエリアの設置及び運用手順）	放射線管理班員	2	20分以内
	必要な数の要員の収容に係る手順等（緊急時対策所換気空調系の切替手順）	保修士員	1	5分以内
	代替電源設備からの給電手順（電源車による給電）	重大事故等対応要員	3	30分以内
1.19	代替電源設備による通信連絡設備への給電	1.14及び1.18と同様		

第 5.2-1 表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (2/7)

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
②津波	<p>【影響評価にあたっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 地震発生後、30分程度で津波が襲来すると想定する。 基準津波を超える規模として、敷地に遡上する津波（防潮堤位置において0.P.+33.9m^{*1)}を上回る高さの津波を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 津波の波力や漂流物衝突による変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失の可能性がある。 原子炉補機冷却海水系ポンプの被水により、原子炉補機冷却水系及び残留熱除去系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失が発生し、これに伴う非常用ディーゼル発電機等の機能喪失により、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 原子炉建屋、タービン建屋、制御建屋の防護扉が波力又は没水により損傷の可能性がある。 制御建屋内への津波による浸水により、直流主母線盤が冠水し、直流電源が喪失する可能性がある。 防潮堤の損傷により敷地内に多量の津波が流入することで、屋内外の施設が広範囲にわたり浸水し機能喪失する可能性がある。 モニタリングポストの電源喪失により、監視機能が喪失する可能性がある。 がれき等によりアクセスルートの通行が困難となり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 モニタリングポストが使用できない場合は、可搬型代替モニタリングポストにより測定及び監視を行う。 火災が発生した場合は、化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 	<p>自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器</p> <p>【敷地に遡上する津波を超える可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備 交流電源設備 原子炉補機冷却海水系 直流電源 設計基準事故対処設備（ECCS等） モニタリングポスト 	<p>最終的なプラント状態</p> <p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 全交流動力電源喪失 直流電源喪失 原子炉建屋内浸水による複数の安全機能喪失 最終ヒートシンク喪失 <p>原子炉建屋内浸水による複数の安全機能喪失により、大規模損壊に至る可能性がある。</p> <p>また、全交流動力電源喪失（設計基準事故対処設備の機能喪失）に加えて、津波により代替電源である常設代替交流電源設備等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は、大規模損壊に至る可能性がある。</p>

第 5.2-4 表 大規模損壊発生時の対応操作一覧 (2/7)

対応操作	内容	技術的能力に係る 審査基準(解釈)の 該当項目	
炉心の著しい損傷を緩和するための対策	可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)開放	常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、可搬型代替直流電源設備により主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)の作動に必要な直流電源を確保し、主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)を開放して発電用原子炉を減圧する。	・第3項, 4項 (1.3)
	主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)開放	常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、中央制御室端子盤にて主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)用の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)を開放して発電用原子炉を減圧する。	
	高圧窒素ガス供給系(非常用)による主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)駆動源確保	高圧窒素ガス供給系(常用)からの窒素の供給が喪失し、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素の供給圧力が低下した場合、供給源を高圧窒素ガス供給系(非常用)に切り替えることで主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)の駆動源を確保する。	
	代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)開放	原子炉格納容器内の圧力が最高使用圧力の2倍の状態(854kPa [gage])となった場合においても、代替高圧窒素ガス供給系により主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)の電磁弁排気ラインへ窒素を供給し、主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)を開放して発電用原子炉を減圧する。	
低圧代替注水	常設の原子炉圧力容器への注水設備による注水機能が喪失した場合、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)及び低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水について、同時並行で注水準備を開始する。 また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)、低圧代替注水系(可搬型)、代替循環冷却系、ろ過水ポンプ及び低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)のうち1系以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、主蒸気逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧を実施し、原子炉圧力容器への注水を開始する。原子炉圧力容器への注水に使用する手段は、準備が完了した手段のうち、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)、代替循環冷却系、低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)、ろ過水ポンプ、低圧代替注水系(可搬型)の順で選択する。交流電源が確保できない場合、低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)を使用する。 なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、発電用原子炉を満水にする必要がある場合は、上記手段に加え復水給水系、残留熱除去系(低圧注水モード)、低圧炉心スプレイ系又は高圧炉心スプレイ系を使用し原子炉圧力容器への注水を実施する。	・第3項, 4項 (1.4)	

第 5.1-4 表 大規模損壊発生時の対応操作一覧(5/7)

対応操作		内容	技術的能力に係る 審査基準(解釈)の 該当項目
放射性物質 の放出を低 減するた めの対策	大容量送水ポンプ(タイプⅡ)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれがある場合、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において、放水設備(大気への拡散抑制設備)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。	・第3項, 4項 (1.12)
	シルトフェンス及び放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制	放水によって取り込まれた放射性物質が発電所敷地内の排水経路等を通して海洋へ流出することを想定し、シルトフェンス及び放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制を行う。	
大規模な火災が発生した場合における消火活動	消火活動	大規模な火災が発生した場合、放水砲、化学消防自動車等による泡消火及び延焼防止のための消火を実施する。	・第2項 (2.1)
対応に必要なアクセスルートの確保	アクセスルートの確保	大規模損壊発生時に可搬型設備の輸送や要員の移動の妨げとなるアクセスルート上の障害が発生した場合、がれきの撤去、道路段差の解消、堆積土砂の撤去、火災の消火及びその他のアクセスルートの確保の活動を行う。	・第1項, 2項 (2.1)
電源確保	常設代替交流電源設備による給電	外部電源及び非常用交流電源設備による給電が見込めない場合に、非常用高压母線2C系及び非常用高压母線2D系の電源を復旧する。	・第3項, 4項 (1.14) ・第3項, 4項 (1.15)
	可搬型代替交流電源設備による給電	外部電源、非常用交流電源設備及びガスタービン発電機による給電が見込めない場合、電源車を電源車接続口(原子炉建屋東側)及び電源車接続口(原子炉建屋西側)に接続し、緊急用高压母線2G系を経由することで非常用高压母線2C系及び非常用高压母線2D系へ給電する。	
	号炉間電力融通設備による給電	2号炉が外部電源、非常用交流電源設備及びガスタービン発電機による給電が見込めない場合、号炉間電力融通ケーブル(常設)を用いて3号炉の非常用高压母線3C系又は非常用高压母線3D系から2号炉の緊急用高压母線2F系までの電路を構成し、3号炉非常用ディーゼル発電機から非常用高压母線2C系又は非常用高压母線2D系へ給電する。また、外部電源、非常用ディーゼル発電機、ガスタービン発電機及び号炉間電力融通ケーブル(常設)による給電が見込めない場合、号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を3号炉の非常用高压母線3C系又は非常用高压母線3D系から2号炉の緊急用高压母線2G系間に敷設し電路を構成することにより、3号炉非常用ディーゼル発電機から非常用高压母線2C系又は非常用高压母線2D系へ給電する。	

第 5.2-4 表 大規模損壊発生時の対応操作一覧 (6/7)

対応操作		内容	技術的能力に係る 審査基準(解釈)の 該当項目
電源確保	所内常設蓄電式直流電源設備による給電	外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失、ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル及び電源車による交流電源の復旧ができない場合、125V蓄電池2A及び125V蓄電池2Bにより、直流母線へ給電を行う。全交流動力電源喪失から1時間以内に、125V直流主母線盤の不要な負荷を中央制御室の遠隔操作にて切離しを実施する。全交流動力電源喪失から8時間以内に、更に不要な負荷を現場にて切り離すことで、24時間にわたり直流母線へ給電する。	・第3項, 4項 (1.14) ・第3項, 4項 (1.15)
	常設代替直流電源設備による給電	外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に、所内常設蓄電式直流電源設備による給電ができない場合に、125V代替蓄電池により、24時間にわたり直流電源を必要な機器へ給電する。外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時に、250V蓄電池により、24時間にわたり直流電源を必要な機器へ給電する。	
	可搬型代替直流電源設備による給電	外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に、所内常設蓄電式直流電源設備による給電ができない場合に、可搬型代替直流電源設備(電源車、125V代替蓄電池、125V代替充電器、250V蓄電池及び250V充電器)により直流電源を必要な機器へ給電する。	
	125V代替充電器盤用電源車接続設備による給電	外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時、所内常設蓄電式直流電源設備が機能喪失した場合で、かつ電源車から代替所内電気設備を経由して125V代替充電器へ給電ができない場合に、電源車を125V代替充電器用電源車接続設備に接続し、125V代替充電器へ給電する。	
	代替所内電気設備による給電	非常用所内電気設備である非常用高圧母線2C系及び非常用高圧母線2D系が機能喪失した場合に、ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は電源車から代替所内電気設備へ給電することで、発電用原子炉の冷却、原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要となる設備の電源を復旧する。	
	非常用交流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が健全な場合、自動起動信号(非常用高圧母線電圧低)による作動、又は中央制御室からの手動操作により非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を起動し、非常用高圧母線に給電する。	

第 5.2-4 表 大規模損壊発生時の対応操作一覧 (7/7)

対応操作		内容	技術的能力に係る 審査基準(解釈)の 該当項目
電源確保	非常用直流電源設備による給電	外部電源並びに非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失後、充電器を経由した直流母線（125V直流主母線盤）への給電から、125V蓄電池2A、125V蓄電池2B及び125V蓄電池2Hによる直流母線（125V直流主母線盤）への給電に自動で切り替わることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 第 3 項, 4 項 (1.14) ・ 第 3 項, 4 項 (1.15)
	代替電源等による計測, 監視	監視する計器に供給する電源が喪失し、監視機能が喪失した場合に、代替電源(交流, 直流)より給電し、当該パラメータの計器により計測又は監視する。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。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 第 3 項, 4 項 (1.14) ・ 第 3 項, 4 項 (1.15)
水源確保	復水貯蔵タンクへの補給	復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水等の対応を実施している場合、大容量送水ポンプ(タイプ I)により淡水貯水槽 (No.1) 及び淡水貯水槽 (No.2) を水源とした復水貯蔵タンクへの補給を実施する。また、化学消防自動車により耐震性防火水槽を水源とした復水貯蔵タンクへの補給を実施する。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 第 3 項, 4 項 (1.13)
	淡水貯水槽への補給	淡水貯水槽 (No.1) 及び淡水貯水槽 (No.2) を水源として大容量送水ポンプ(タイプ I)により各種注水/補給する場合、淡水貯水槽の水が枯渇する前に取水口又は海水ポンプ室から海水を淡水貯水槽に補給する。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 第 3 項, 4 項 (1.13) ・ 第 1 項 (2.1)
燃料確保	燃料補給	重大事故等の対処に必要なガスタービン発電機、電源車、大容量送水ポンプ (タイプ I)、熱交換器ユニット、可搬型窒素ガス供給装置及び大容量送水ポンプ (タイプ II) に燃料を補給する。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 第 3 項, 4 項 (1.14)

第 5.2-7 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.4) (3/9)

(発電用原子炉運転中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイ系	低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却	大容量送水ポンプ(タイプ I) ※ ¹ ホース延長回収車 ※ ¹ ホース・注水用ヘッド・接続口 ※ ¹ 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※ ² 可搬型代替交流電源設備 ※ ² 代替所内電気設備 ※ ² 燃料補給設備 ※ ²	重大事故等対処設備 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ(タイプ I)による原子炉注水」 「大容量送水ポンプによる送水」 ※ ¹
			非常用交流電源設備 ※ ²	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
			淡水貯水槽(No. 1) ※ ¹ , ※ ⁴ 淡水貯水槽(No. 2) ※ ¹ , ※ ⁴	自主対策設備
		代替循環冷却系による発電用原子炉の冷却	代替循環冷却ポンプ サプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) ※ ³ 非常用取水設備 ※ ³ 原子炉補機代替冷却水系 ※ ³ 非常用交流電源設備 ※ ² 常設代替交流電源設備 ※ ² 代替所内電気設備 ※ ²	自主対策設備 非常時操作手順書(設備別) 「代替循環冷却ポンプによる原子炉注水」
			ろ過水ポンプ ろ過水タンク ろ過水系 配管・弁 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 ※ ² 常設代替交流電源設備 ※ ²	自主対策設備 非常時操作手順書(設備別) 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」

※¹ 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※² 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※³ 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※⁴ 「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)

※⁵ 残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いる。

第 5.2-7 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.4) (8/9)

(発電用原子炉停止中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	代替循環冷却系による冷却	代替循環冷却ポンプ サブプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) ※3 非常用取水設備※3 原子炉補機代替冷却水系※3 非常用交流電源設備※2 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	自主対策設備 非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書 (設備別) 「代替循環冷却ポンプによる原子炉注水」
		発電用原子炉の冷却	ろ過水ポンプ ろ過水タンク ろ過水系 配管・弁 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備※2 常設代替交流電源設備※2	自主対策設備 非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」
		原子炉冷却材浄化系による除熱	原子炉冷却材浄化系ポンプ 原子炉圧力容器 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器 原子炉再循環系 配管 原子炉冷却材浄化系 配管・弁 復水給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) ※3 非常用取水設備※3 非常用交流電源設備※2 常設代替交流電源設備※2	自主対策設備 非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」 非常時操作手順書 (設備別) 「原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱」

※1 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※2 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4 「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

※5 残留熱除去系 (低圧注水モード) は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いる。

第 5.2-9 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.6) (2/6)

(炉心損傷前のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
フロントライン系故障時	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク※ ³ 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管 高压炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※ ² 可搬型代替交流電源設備※ ² 所内常設蓄電式直流電源設備※ ² 代替所内電気設備※ ²	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	非常時操作手順書(徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 非常時操作手順書(設備別) 「復水移送ポンプによるドライウエル代替スプレイ」
			非常用交流電源設備※ ²		
		原子炉格納容器内の冷却	ろ過水ポンプ ろ過水タンク ろ過水系 配管・弁 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管 原子炉格納容器 非常用交流電源設備※ ² 常設代替交流電源設備※ ²	自主対策設備	非常時操作手順書(徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 非常時操作手順書(設備別) 「ろ過水ポンプによるドライウエル代替スプレイ」 「ろ過水ポンプによるサブプレッションチェンバ代替スプレイ」
			大容量送水ポンプ(タイプ I) ※ ³ ホース延長回収車※ ³ ホース・注水用ヘッダ・接続口※ ³ 残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※ ² 可搬型代替交流電源設備※ ² 代替所内電気設備※ ² 燃料補給設備※ ²		
		非常用交流電源設備※ ²			
		淡水貯水槽 (No. 1) ※ ³ , ※ ⁴ 淡水貯水槽 (No. 2) ※ ³ , ※ ⁴	自主対策設備		

※1 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。

※2 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4 「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)

第 5.2-16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.13) (2/11)

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	手順等	
復水貯蔵タンクを水源とした対応	-	原子炉格納容器下部への注水	復水貯蔵タンク 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ） 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）（復水移送ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉ウエルへの注水	復水貯蔵タンク 原子炉格納容器頂部注水系（常設）（燃料プール補給水ポンプ）	自主対策設備	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。
サブプレッションチェンバを水源とした対応	復水貯蔵タンク	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水	サブプレッションチェンバ 高圧炉心スプレイ系（高圧炉心スプレイ系ポンプ）	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	サブプレッションチェンバ 残留熱除去系（残留熱除去系ポンプ） 低圧炉心スプレイ系（低圧炉心スプレイ系ポンプ）	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	サブプレッションチェンバ 代替循環冷却系（代替循環冷却ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	サブプレッションチェンバ 代替循環冷却系（代替循環冷却ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の除熱	サブプレッションチェンバ 残留熱除去系（残留熱除去系ポンプ）	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2 本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）

第 5.2-16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.13) (3/11)

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	手順等
サブプレッションチェンバを水源とした対応	—	原子炉格納容器内の注水及び原子炉圧力容器内の除熱	サブプレッションチェンバ 代替循環冷却系（代替循環冷却ポンプ）	重大事故等対処設備 手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
	復水貯蔵タンク	原子炉格納容器下部への注水	サブプレッションチェンバ 代替循環冷却系（代替循環冷却ポンプ） 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）	重大事故等対処設備 手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
ろ過水タンクを水源とした対応	復水貯蔵タンク サブプレッションチェンバ	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	ろ過水タンク ろ過水系（ろ過水ポンプ）	自主対策設備 手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	ろ過水タンク ろ過水系（ろ過水ポンプ）	自主対策設備 手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。
	復水貯蔵タンク	原子炉格納容器下部への注水	ろ過水タンク ろ過水系（ろ過水ポンプ）	自主対策設備 手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
	—	使用済燃料プールへの注水	ろ過水タンク ろ過水系（ろ過水ポンプ）	自主対策設備 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。

※1 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2 本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）

第 5.2-16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.13) (7/11)

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	手順等	
淡水タンクを水源とした対応	-	使用済燃料プールへの注水/スプレイ	淡水タンク 燃料プール代替注水系(常設配管)(大容量送水ポンプ(タイプI),ホース延長回収車,ホース・注水用ヘッダ・接続口等) 燃料プール代替注水系(可搬型)(大容量送水ポンプ(タイプI),ホース延長回収車,ホース・注水用ヘッダ等) 燃料プールのスプレイ系(常設配管)(大容量送水ポンプ(タイプI),ホース延長回収車,ホース・注水用ヘッダ・接続口,スプレイノズル等) 燃料プールのスプレイ系(可搬型)(大容量送水ポンプ(タイプI),ホース延長回収車,ホース・注水用ヘッダ,スプレイノズル等)	自主対策設備	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。
		使用済燃料プールへのスプレイ	淡水タンク 大型化学高所放水車 化学消防自動車 ホース・接続口 ろ過水系配管・弁 給排水処理設備配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 スプレイノズル 使用済燃料プール	自主対策設備	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。
海を水源とした対応	復水貯蔵タンク サプレッションチェンバ	大容量送水ポンプによる送水(各種注水)	大容量送水ポンプ(タイプI) ホース延長回収車 貯留堰 取水口 取水路 海水ポンプ室 ホース・注水用ヘッダ・接続口 燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプによる送水」
		大容量送水ポンプによる送水(各種供給)	大容量送水ポンプ(タイプI) 大容量送水ポンプ(タイプII) ホース延長回収車 貯留堰 取水口 取水路 海水ポンプ室 ホース・接続口 燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプによる送水」

※1 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2 本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)

大規模地震	原子炉建屋	原子炉格納容器	原子炉圧力容器	原子炉冷却材圧カハウンダリ	隔離	制御建屋	計測・制御系	直流電源	外部電源	補機冷却系	交流電源	高圧炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心冷却	副機熱除去機能喪失
○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

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

<凡例>

大規模地震

重大事故に至るかそれがある事故又は重大事故

設計基準事故

異常な過渡事象

ケーススタディで想定するシナリオ

大規模地震に伴う大規模津波	原子炉建屋	原子炉格納容器	原子炉圧力容器	原子炉冷却材圧力バウンダリ	隔離	制御建屋	計測・制御系	直流電源	外部電源	補助冷却系	交流電源	高圧炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心冷却	崩壊熱除去機能喪失
○(追加電源領域では成功確率小)															
○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

<凡例>

重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故
 設計基準事故
 異常な過渡現象
 大規模損傷
 ケーススタディで想定するシナリオ

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

頁	行	補正前	補正後
10-6-9	上5	・複数の緩和機能喪失	・複数の安全機能喪失
10-6-11	上10～上11	(a) 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗) +HPCS失敗	(a) 全交流動力電源喪失 (長期TB)
10-6-11	下6～下5	(b) 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗) +高圧注水失敗	(b) 全交流動力電源喪失 (TBU)
10-6-12	上3～上4	(c) 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗) +直流電源喪失+HPCS 失敗	(c) 全交流動力電源喪失 (TBD)
10-6-12	下12～下11	(d) 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗) +SRV再閉失敗+HPCS 失敗	(d) 全交流動力電源喪失 (TBP)
10-6-21	下12～下11	全交流動力電源喪失(外部電 源喪失+DG失敗)+HPCS 失敗：長期TB	全交流動力電源喪失(長期T B)：長期TB
10-6-21	下10～下9	全交流動力電源喪失(外部電 源喪失+DG失敗)+高圧注 水失敗：TBU	全交流動力電源喪失(TB U)：TBU
10-6-21	下8～下7	全交流動力電源喪失(外部電 源喪失+DG失敗)+直流電 源喪失+HPCS失敗：TB D	全交流動力電源喪失(TB D)：TBD
10-6-21	下6～下5	全交流動力電源喪失(外部電 源喪失+DG失敗)+SRV 再閉失敗+HPCS失敗：T BP	全交流動力電源喪失(TB P)：TBP
10-6-27	上5～上7	過渡事象+高圧注水失敗+ 低圧ECCS失敗+損傷炉 心冷却失敗(+格納容器注水 成功+デブリ冷却失敗)	過渡事象+高圧注水失敗+ 低圧ECCS失敗+損傷炉 心冷却失敗(+デブリ冷却 失敗)

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
10-6-56	下4～下3	熔融炉心からプール水への熱流束は、 <u>大気圧状態において800kW/m²相当（圧力依存あり）</u> とする。	熔融炉心からプール水への熱流束は、 <u>800kW/m²相当（圧力依存あり）</u> とする。
10-6-62		第6.2-1表 有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連 (1/3)	別紙10-6-1に変更する。
10-6-63		第6.2-1表 有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連 (2/3)	別紙10-6-2に変更する。
10-6-64		第6.2-1表 有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連 (3/3)	別紙10-6-3に変更する。
10-6-65		第6.2-2表 重要事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）(1/2)	別紙10-6-4に変更する。
10-6-71		第6.2-3表 評価事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）(5/6)	別紙10-6-5に変更する。
10-6-72		第6.2-3表 評価事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）(6/6)	別紙10-6-6に変更する。
10-6-104		第6.2-4図 津波レベル1 PRAイベントツリー	別紙10-6-7に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

第 6.2-1 表 有効性評価における重要事故シナリオと技術的能力審査基準/設置許可基準規則との関連 (1/3)

重要事故	シナリオ	技術的能力審査基準	1.1	1.2	1.3	1.4	1.5	1.6	1.7	1.8	1.9	1.10	1.11	1.12	1.13	1.14	1.15	1.16			
			48巻/60巻	49巻/60巻	50巻/60巻	51巻/60巻	52巻/60巻	53巻/60巻	54巻/60巻	55巻/60巻	56巻/60巻	57巻/60巻	58巻/60巻	59巻/60巻	60巻/60巻	61巻/60巻	62巻/60巻	63巻/60巻	64巻/60巻	65巻/60巻	
運転中 の 重要 事故	7.1.1	炉心・炉圧注水機能喪失	運転時の異常な過渡変化は設計許容事故（LOCAを除く。）の発生時、炉圧注水機能が喪失し、炉心が炉圧注水には成功するが、炉圧注水機能が喪失する事故	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●		
	7.1.2	炉圧注水・炉圧注水機能喪失	運転時の異常な過渡変化は設計許容事故（LOCAを除く。）の発生時、炉圧注水機能が喪失し、炉心が炉圧注水には成功するが、炉圧注水機能が喪失する事故	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
	7.1.3	全交流動力機能喪失（炉内T/D）	外部電源及び全ての非炉用デューセルが機能喪失する事故	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
	7.1.4	全交流動力機能喪失（炉外T/D）	外部電源及び全ての非炉用デューセルが機能喪失する事故	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
	7.1.4	炉内炉心冷却機能喪失（炉内T/D）	外部電源及び全ての非炉用デューセルが機能喪失する事故	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
	7.1.4	炉外炉心冷却機能喪失（炉外T/D）	外部電源及び全ての非炉用デューセルが機能喪失する事故	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	7.1.5	炉内炉心冷却機能喪失	運転時の異常な過渡変化の発生時、炉心が炉圧注水には成功するが、炉圧注水機能が喪失する事故	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
	7.1.6	LOCA時炉心冷却機能喪失	運転時の異常な過渡変化の発生時、炉心が炉圧注水には成功するが、炉圧注水機能が喪失する事故	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
	7.1.7	炉内炉心冷却機能喪失	運転時の異常な過渡変化の発生時、炉心が炉圧注水には成功するが、炉圧注水機能が喪失する事故	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
	7.2.1	炉内炉心冷却機能喪失	運転時の異常な過渡変化の発生時、炉心が炉圧注水には成功するが、炉圧注水機能が喪失する事故	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
	7.2.2	炉内炉心冷却機能喪失	運転時の異常な過渡変化の発生時、炉心が炉圧注水には成功するが、炉圧注水機能が喪失する事故	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
	7.2.3	炉内炉心冷却機能喪失	運転時の異常な過渡変化の発生時、炉心が炉圧注水には成功するが、炉圧注水機能が喪失する事故	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
	7.2.4	炉内炉心冷却機能喪失	運転時の異常な過渡変化の発生時、炉心が炉圧注水には成功するが、炉圧注水機能が喪失する事故	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
	7.2.5	炉内炉心冷却機能喪失	運転時の異常な過渡変化の発生時、炉心が炉圧注水には成功するが、炉圧注水機能が喪失する事故	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
	7.3.1	炉内炉心冷却機能喪失	運転時の異常な過渡変化の発生時、炉心が炉圧注水には成功するが、炉圧注水機能が喪失する事故	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
	7.3.2	炉内炉心冷却機能喪失	運転時の異常な過渡変化の発生時、炉心が炉圧注水には成功するが、炉圧注水機能が喪失する事故	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
	7.4.1	炉内炉心冷却機能喪失	運転時の異常な過渡変化の発生時、炉心が炉圧注水には成功するが、炉圧注水機能が喪失する事故	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
7.4.2	炉内炉心冷却機能喪失	運転時の異常な過渡変化の発生時、炉心が炉圧注水には成功するが、炉圧注水機能が喪失する事故	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●		
7.4.3	炉内炉心冷却機能喪失	運転時の異常な過渡変化の発生時、炉心が炉圧注水には成功するが、炉圧注水機能が喪失する事故	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●		
7.4.4	炉内炉心冷却機能喪失	運転時の異常な過渡変化の発生時、炉心が炉圧注水には成功するが、炉圧注水機能が喪失する事故	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●		

第 6.2-2 表 重要事故シナリオの選定 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (1/2)

事故シナリオグループ	事故シナリオ	選定した事故シナリオ (重要事故シナリオ)	
高圧・低圧注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象 + 高圧注水失敗 + 低圧 E C C S 失敗 過渡事象 + S R V 再閉失敗 + 高圧注水失敗 + 低圧 E C C S 失敗 手動停止 + 高圧注水失敗 + 低圧 E C C S 失敗 手動停止 + S R V 再閉失敗 + 高圧注水失敗 + 低圧 E C C S 失敗 サポート系喪失 + 高圧注水失敗 + 低圧 E C C S 失敗 サポート系喪失 + S R V 再閉失敗 + 高圧注水失敗 + 低圧 E C C S 失敗 	<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象 + 高圧注水失敗 + 低圧 E C C S 失敗 	
高圧注水・減圧機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象 + 高圧注水失敗 + 手動減圧失敗 手動停止 + 高圧注水失敗 + 手動減圧失敗 サポート系喪失 + 高圧注水失敗 + 手動減圧失敗 	<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象 + 高圧注水失敗 + 手動減圧失敗 	
全交流動力 電源喪失	全交流動力電源喪失 (長期 T B)	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D G 失敗) + H P C S 失敗 	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D G 失敗) + H P C S 失敗 (蓄電池枯渇後 R C I C 停止)
	全交流動力電源喪失 (T B U)	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D G 失敗) + 高圧注水失敗 	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D G 失敗) + 高圧注水失敗 (R C I C 本体の機能喪失)
電源喪失	全交流動力電源喪失 (T B D)	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D G 失敗) + 直流電源喪失 + H P C S 失敗* 	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D G 失敗) + 直流電源喪失 + H P C S 失敗*
	全交流動力電源喪失 (T B P)	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D G 失敗) + S R V 再閉失敗 + H P C S 失敗 	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D G 失敗) + S R V 再閉失敗 + H P C S 失敗

※ 直流電源喪失により非常用ディーゼル発電機を起動できなくなることから、「外部電源喪失 + 直流電源喪失」により、全交流動力電源喪失となる。

第 6.2-3 表 評価事故シナリオの選定 (運転中の原子炉における重大事故) (5/6)

格納容器破損モード	選定した PDS	事故シナリオ	選定した事故シナリオ	評価事故シナリオ
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)	AE + SBO	<ul style="list-style-type: none"> 大破断 LOCA + HPCCS 失敗 + 低圧 ECC S 失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + (デブリ冷却成功) + 長期冷却失敗 	<ul style="list-style-type: none"> 大破断 LOCA + HPCCS 失敗 + 低圧 ECC S 失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + (デブリ冷却成功) + 長期冷却失敗 	<ul style="list-style-type: none"> 大破断 LOCA + HPCCS 失敗 + 低圧 ECC S 失敗 + 全交流動力電源喪失 (過圧・過温の各々において損傷炉心冷却失敗までは同じ事故シナリオとなり、各事故シナリオの対策は損傷炉心への注水 (損傷炉心冷却) の点で同じとなることから、有効性評価では過圧・過温を同じ事故シナリオで評価している。)
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)	AE + SBO	<ul style="list-style-type: none"> 大破断 LOCA + HPCCS 失敗 + 低圧 ECC S 失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + 格納容器注水失敗 	<ul style="list-style-type: none"> 大破断 LOCA + HPCCS 失敗 + 低圧 ECC S 失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + 格納容器注水失敗 	<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象 + 高圧注水失敗 + 手動減圧失敗 + DCH 発生 手動停止 + 高圧注水失敗 + 手動減圧失敗 + 炉心損傷後の原子炉減圧失敗 + DCH 発生 サポート系喪失 + 高圧注水失敗 + 手動減圧失敗 + 炉心損傷後の原子炉減圧失敗 + DCH 発生
高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱	TQUX	<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象 + 高圧注水失敗 + 手動減圧失敗 + 炉心損傷後の原子炉減圧失敗 + DCH 発生 手動停止 + 高圧注水失敗 + 手動減圧失敗 + 炉心損傷後の原子炉減圧失敗 + DCH 発生 サポート系喪失 + 高圧注水失敗 + 手動減圧失敗 + 炉心損傷後の原子炉減圧失敗 + DCH 発生 	<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象 + 高圧注水失敗 + 手動減圧失敗 + 手動減圧失敗 + 炉心損傷後の原子炉減圧失敗 + DCH 発生 	<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象 + 高圧注水失敗 + 手動減圧失敗 + 炉心損傷後の原子炉減圧失敗 (+ DCH 発生)
原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用 (FCI)	TQUV	<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象 + 高圧注水失敗 + 低圧 ECC S 失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + FCI 発生 過渡事象 + SRV 再開失敗 + HPCCS 失敗 + 低圧 ECC S 失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + FCI 発生 手動停止 + 高圧注水失敗 + 低圧 ECC S 失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + FCI 発生 手動停止 + SRV 再開失敗 + HPCCS 失敗 + 低圧 ECC S 失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + FCI 発生 サポート系喪失 + 高圧注水失敗 + 低圧 ECC S 失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + FCI 発生 サポート系喪失 + SRV 再開失敗 + HPCCS 失敗 + 低圧 ECC S 失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + FCI 発生 	<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象 + 高圧注水失敗 + 低圧 ECC S 失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + FCI 発生 	<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象 + 高圧注水失敗 + 低圧 ECC S 失敗 + 損傷炉心冷却失敗 (+ FCI 発生)

第 6.2-3 表 評価事故シナリオの選定 (運転中の原子炉における重大事故) (6/6)

格納容器破損モード	選定した PDS	事故シナリオ	選定した事故シナリオ	評価事故シナリオ
溶融炉心・コンクリート相 互作用	T Q U V	<ul style="list-style-type: none"> ・ 過渡事象 + 高圧注水失敗 + 低圧 ECC S 失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + (格納容器注水成功) + デブリ冷却失敗 ・ 過渡事象 + SRV 再閉失敗 + HPCS 失敗 + 低圧 ECC S 失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + (格納容器注水成功) + デブリ冷却失敗 ・ 手動停止 + 高圧注水失敗 + 低圧 ECC S 失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + (格納容器注水成功) + デブリ冷却失敗 ・ 手動停止 + SRV 再閉失敗 + HPCS 失敗 + 低圧 ECC S 失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + (格納容器注水成功) + デブリ冷却失敗 ・ サポート系喪失 + 高圧注水失敗 + 低圧 ECC S 失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + (格納容器注水成功) + デブリ冷却失敗 ・ サポート系喪失 + SRV 再閉失敗 + HPCS 失敗 + 低圧 ECC S 失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + (格納容器注水成功) + デブリ冷却失敗 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 過渡事象 + 高圧注水失敗 + 低圧 ECC S 失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + (格納容器注水成功) + デブリ冷却失敗 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 過渡事象 + 高圧注水失敗 + 低圧 ECC S 失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + (デブリ冷却失敗)
水素燃焼	A E + S B O	—*	—	<ul style="list-style-type: none"> ・ 大破断 LOCA + HPCS 失敗 + 低圧 ECC S 失敗 + 全交流動力電源喪失

※ 格納容器破損モード「水素燃焼」は、女川原子力発電所 2 号炉が運転中、格納容器内を窒素で置換しており、酸素濃度を低く管理しているため、酸素が可燃限界に至る可能性が十分に小さいと判断し、内部事象レベル 1.5 PRA の評価対象から除外している。このため、PRA からは PDS 及び事故シナリオは抽出されない。

津波	原子炉建屋又は制御 建屋内への浸水 (0.P.+33.9m～)	タービン建屋内への浸水 (0.P.+29m～0.P.+33.9m)	発生する起因事象	事故シナケンス	事故シナケンス グループ
	なし	なし	—	内部事象 P R A の 範 疇	内部事象 P R A の 範 疇
	あり	あり	外部電源喪失	—※	—※
	あり	あり	敷地及び建屋内浸水	複数の安全機能喪失	—

※ 外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であるため、地震による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シナケンスと同等であることから、地震PRAに包含される。

第 6.2-4 図 津波レベル 1 P R A イベントツリー

頁	行	補正前	補正後
10-7-1-4	下12～下11	「7.1.3.2 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗」	「7.1.3.2 全交流動力電源喪失(TBU)」
10-7-1-29	上7	電源車_	電源車_(緊急時対策所用)
10-7-1-29	下9	電源車_	電源車_(緊急時対策所用)
10-7-1-41		第7.1.1-4図 「高圧・低圧注水機能喪失」の対応手順の概要	別紙10-7-1-1に変更する。
10-7-1-42		第7.1.1-5図 「高圧・低圧注水機能喪失」の作業と所要時間	別紙10-7-1-2に変更する。
10-7-1-55	上8～上9	「7.1.3.3 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失」	「7.1.3.3 全交流動力電源喪失(TBD)」
10-7-1-73	下6	電源車_	電源車_(緊急時対策所用)
10-7-1-74	上4	電源車_	電源車_(緊急時対策所用)
10-7-1-98	上2	7.1.3.1 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗	7.1.3.1 全交流動力電源喪失(長期TB)
10-7-1-98	上5～上6	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗」	「全交流動力電源喪失(長期TB)」
10-7-1-98	上12～上13	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗」	「全交流動力電源喪失(長期TB)」

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
10-7-1-99	下12～下11	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPC S失敗」	「全交流動力電源喪失(長期TB)」
10-7-1-110	上5	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPC S失敗	全交流動力電源喪失(長期TB)
10-7-1-118	上3～上4	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPC S失敗」	「全交流動力電源喪失(長期TB)」
10-7-1-118	上10～上11	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPC S失敗」	「全交流動力電源喪失(長期TB)」
10-7-1-119	下12	電源車	電源車(緊急時対策所用)
10-7-1-119	下4	電源車	電源車(緊急時対策所用)
10-7-1-120	上3～上4	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPC S失敗」	「全交流動力電源喪失(長期TB)」
10-7-1-120	上9～上10	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPC S失敗」	「全交流動力電源喪失(長期TB)」
10-7-1-120	下9～下8	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPC S失敗」	「全交流動力電源喪失(長期TB)」
10-7-1-121	下2～下1	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPC S失敗」	「全交流動力電源喪失(長期TB)」

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
10-7-1-122	上1	第7.1.3.1-1表 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗」の重大事故等対策について(1/2)	第7.1.3.1-1表 「全交流動力電源喪失(長期TB)」の重大事故等対策について(1/2)
10-7-1-123	上1	第7.1.3.1-1表 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗」の重大事故等対策について(2/2)	第7.1.3.1-1表 「全交流動力電源喪失(長期TB)」の重大事故等対策について(2/2)
10-7-1-124	上1～上2	第7.1.3.1-2表 主要解析条件(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗)(1/4)	第7.1.3.1-2表 主要解析条件(全交流動力電源喪失(長期TB))(1/4)
10-7-1-125	上1～上2	第7.1.3.1-2表 主要解析条件(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗)(2/4)	第7.1.3.1-2表 主要解析条件(全交流動力電源喪失(長期TB))(2/4)
10-7-1-126	上1～上2	第7.1.3.1-2表 主要解析条件(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗)(3/4)	第7.1.3.1-2表 主要解析条件(全交流動力電源喪失(長期TB))(3/4)
10-7-1-127	上1～上2	第7.1.3.1-2表 主要解析条件(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗)(4/4)	第7.1.3.1-2表 主要解析条件(全交流動力電源喪失(長期TB))(4/4)
10-7-1-128	下2	第7.1.3.1-1図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗」の重大事故等対策の概略系統図(1/3)	第7.1.3.1-1図 「全交流動力電源喪失(長期TB)」の重大事故等対策の概略系統図(1/3)

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
10-7-1-129	下2	第7.1.3.1-2図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗」の重大事故等対策の概略系統図(2/3)	第7.1.3.1-2図 「全交流動力電源喪失(長期TB)」の重大事故等対策の概略系統図(2/3)
10-7-1-130	下2	第7.1.3.1-3図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗」の重大事故等対策の概略系統図(3/3)	第7.1.3.1-3図 「全交流動力電源喪失(長期TB)」の重大事故等対策の概略系統図(3/3)
10-7-1-131		第7.1.3.1-4図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗」の対応手順の概要	別紙10-7-1-3に変更する。
10-7-1-132		第7.1.3.1-5図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗」の作業と所要時間	別紙10-7-1-4に変更する。
10-7-1-140	上1	7.1.3.2 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗	7.1.3.2 全交流動力電源喪失(TBU)
10-7-1-140	上4~上5	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗」	「全交流動力電源喪失(TBU)」
10-7-1-140	上9~上10	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗」	「全交流動力電源喪失(TBU)」
10-7-1-141	上9~上10	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗」	「全交流動力電源喪失(TBU)」
10-7-1-150	上7	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗	全交流動力電源喪失(TBU)

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
10-7-1-159	上3～上4	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗」	「全交流動力電源喪失(TBU)」
10-7-1-159	上10～上11	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗」	「全交流動力電源喪失(TBU)」
10-7-1-160	上8～上9	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗」	「全交流動力電源喪失(TBU)」
10-7-1-160	上12～上13	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗」	「全交流動力電源喪失(TBU)」
10-7-1-160	下6～下5	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗」	「全交流動力電源喪失(TBU)」
10-7-1-161	下2	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗」	「全交流動力電源喪失(TBU)」
10-7-1-162	上1	第7.1.3.2-1表 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗」の重大事故等対策について(1/2)	第7.1.3.2-1表 「全交流動力電源喪失(TBU)」の重大事故等対策について(1/2)
10-7-1-163	上1	第7.1.3.2-1表 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗」の重大事故等対策について(2/2)	第7.1.3.2-1表 「全交流動力電源喪失(TBU)」の重大事故等対策について(2/2)
10-7-1-164	上1～上2	第7.1.3.2-2表 主要解析条件(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗)(1/4)	第7.1.3.2-2表 主要解析条件(全交流動力電源喪失(TBU))(1/4)

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
10-7-1-165	上1～上2	第7.1.3.2-2表 主要解析条件（全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+高圧注水失敗）（2/4）	第7.1.3.2-2表 主要解析条件（全交流動力電源喪失（TBU））（2/4）
10-7-1-166	上1～上2	第7.1.3.2-2表 主要解析条件（全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+高圧注水失敗）（3/4）	第7.1.3.2-2表 主要解析条件（全交流動力電源喪失（TBU））（3/4）
10-7-1-167	上1～上2	第7.1.3.2-2表 主要解析条件（全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+高圧注水失敗）（4/4）	第7.1.3.2-2表 主要解析条件（全交流動力電源喪失（TBU））（4/4）
10-7-1-168	下2	第7.1.3.2-1図 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+高圧注水失敗」の重大事故等対策の概略系統図（1/3）	第7.1.3.2-1図 「全交流動力電源喪失（TBU）」の重大事故等対策の概略系統図（1/3）
10-7-1-169	下2	第7.1.3.2-2図 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+高圧注水失敗」の重大事故等対策の概略系統図（2/3）	第7.1.3.2-2図 「全交流動力電源喪失（TBU）」の重大事故等対策の概略系統図（2/3）
10-7-1-170	下2	第7.1.3.2-3図 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+高圧注水失敗」の重大事故等対策の概略系統図（3/3）	第7.1.3.2-3図 「全交流動力電源喪失（TBU）」の重大事故等対策の概略系統図（3/3）
10-7-1-171		第7.1.3.2-4図 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+高圧注水失敗」の対応手順の概要	別紙10-7-1-5に変更する。
10-7-1-172		第7.1.3.2-5図 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+高圧注水失敗」の作業と所要時間	別紙10-7-1-6に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
10-7-1-173		第7.1.3.2-6図 原子炉圧力の推移	別紙10-7-1-7に変更する。
10-7-1-173		第7.1.3.2-7図 原子炉水位（シュラウド内水位）の推移	別紙10-7-1-8に変更する。
10-7-1-174		第7.1.3.2-8図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移	別紙10-7-1-9に変更する。
10-7-1-174		第7.1.3.2-9図 注水流量の推移	別紙10-7-1-10に変更する。
10-7-1-175		第7.1.3.2-10図 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移	別紙10-7-1-11に変更する。
10-7-1-175		第7.1.3.2-11図 原子炉圧力容器内保有水量の推移	別紙10-7-1-12に変更する。
10-7-1-176		第7.1.3.2-12図 燃料被覆管温度の推移	別紙10-7-1-13に変更する。
10-7-1-176		第7.1.3.2-13図 高出力燃料集合体のボイド率の推移	別紙10-7-1-14に変更する。
10-7-1-177		第7.1.3.2-14図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移	別紙10-7-1-15に変更する。
10-7-1-182	上1	7.1.3.3 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失	7.1.3.3 全交流動力電源喪失（TBD）
10-7-1-182	上4～上5	「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失」	「全交流動力電源喪失（TBD）」
10-7-1-182	上13～上14	「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失」	「全交流動力電源喪失（TBD）」

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
10-7-1-183	下12～下11	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失」	「全交流動力電源喪失(TBD)」
10-7-1-193	下2	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失	全交流動力電源喪失(TBD)
10-7-1-203	上4～上5	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失」	「全交流動力電源喪失(TBD)」
10-7-1-203	上11～上12	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失」	「全交流動力電源喪失(TBD)」
10-7-1-204	上11	電源車	電源車(緊急時対策所用)
10-7-1-204	下8～下7	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失」	「全交流動力電源喪失(TBD)」
10-7-1-204	下3～下2	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失」	「全交流動力電源喪失(TBD)」
10-7-1-205	上5～上6	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失」	「全交流動力電源喪失(TBD)」
10-7-1-206	上3～上4	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失」	「全交流動力電源喪失(TBD)」
10-7-1-207	上1	第7.1.3.3-1表 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失」の重大事故等対策について(1/2)	第7.1.3.3-1表 「全交流動力電源喪失(TBD)」の重大事故等対策について(1/2)

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
10-7-1-208	上1	第7.1.3.3-1表 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失」の重大事故等対策について(2/2)	第7.1.3.3-1表 「全交流動力電源喪失(TBD)」の重大事故等対策について(2/2)
10-7-1-209	上1～上2	第7.1.3.3-2表 主要解析条件(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失)(1/4)	第7.1.3.3-2表 主要解析条件(全交流動力電源喪失(TBD))(1/4)
10-7-1-210	上1～上2	第7.1.3.3-2表 主要解析条件(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失)(2/4)	第7.1.3.3-2表 主要解析条件(全交流動力電源喪失(TBD))(2/4)
10-7-1-211	上1～上2	第7.1.3.3-2表 主要解析条件(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失)(3/4)	第7.1.3.3-2表 主要解析条件(全交流動力電源喪失(TBD))(3/4)
10-7-1-212	上1～上2	第7.1.3.3-2表 主要解析条件(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失)(4/4)	第7.1.3.3-2表 主要解析条件(全交流動力電源喪失(TBD))(4/4)
10-7-1-213	下2	第7.1.3.3-1図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図(1/3)	第7.1.3.3-1図 「全交流動力電源喪失(TBD)」の重大事故等対策の概略系統図(1/3)
10-7-1-214	下2	第7.1.3.3-2図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図(2/3)	第7.1.3.3-2図 「全交流動力電源喪失(TBD)」の重大事故等対策の概略系統図(2/3)

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
10-7-1-215	下2	第7.1.3.3-3図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図(3/3)	第7.1.3.3-3図 「全交流動力電源喪失(TBD)」の重大事故等対策の概略系統図(3/3)
10-7-1-216		第7.1.3.3-4図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失」の対応手順の概要	別紙10-7-1-16に変更する。
10-7-1-217		第7.1.3.3-5図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失」の作業と所要時間	別紙10-7-1-17に変更する。
10-7-1-227	上1～上2	7.1.3.4 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPC S失敗	7.1.3.4 全交流動力電源喪失(TBP)
10-7-1-227	上5～上6	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPC S失敗」	「全交流動力電源喪失(TBP)」
10-7-1-227	上11～上12	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPC S失敗」	「全交流動力電源喪失(TBP)」
10-7-1-228	下10～下9	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPC S失敗」	「全交流動力電源喪失(TBP)」
10-7-1-240	上5～上6	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPC S失敗	全交流動力電源喪失(TBP)
10-7-1-249	上6～上7	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPC S失敗」	「全交流動力電源喪失(TBP)」

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
10-7-1-249	下12～下11	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗」	「全交流動力電源喪失(TBP)」
10-7-1-250	下11	電源車	電源車(緊急時対策所用)
10-7-1-250	下5～下4	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗」	「全交流動力電源喪失(TBP)」
10-7-1-251	上2～上3	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗」	「全交流動力電源喪失(TBP)」
10-7-1-251	上10～上11	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗」	「全交流動力電源喪失(TBP)」
10-7-1-252	下3～下2	「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗」	「全交流動力電源喪失(TBP)」
10-7-1-253	上1～上2	第7.1.3.4-1表 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗」の重大事故等対策について(1/3)	第7.1.3.4-1表 「全交流動力電源喪失(TBP)」の重大事故等対策について(1/3)
10-7-1-254	上1～上2	第7.1.3.4-1表 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗」の重大事故等対策について(2/3)	第7.1.3.4-1表 「全交流動力電源喪失(TBP)」の重大事故等対策について(2/3)
10-7-1-255	上1～上2	第7.1.3.4-1表 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗」の重大事故等対策について(3/3)	第7.1.3.4-1表 「全交流動力電源喪失(TBP)」の重大事故等対策について(3/3)

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
10-7-1-256	上1～上2	第7.1.3.4-2表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗) +SRV再閉失敗+HPCS失敗) (1/5)	第7.1.3.4-2表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (TBP)) (1/5)
10-7-1-257	上1～上2	第7.1.3.4-2表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗) +SRV再閉失敗+HPCS失敗) (2/5)	第7.1.3.4-2表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (TBP)) (2/5)
10-7-1-258	上1～上2	第7.1.3.4-2表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗) +SRV再閉失敗+HPCS失敗) (3/5)	第7.1.3.4-2表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (TBP)) (3/5)
10-7-1-259	上1～上2	第7.1.3.4-2表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗) +SRV再閉失敗+HPCS失敗) (4/5)	第7.1.3.4-2表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (TBP)) (4/5)
10-7-1-260	上1～上2	第7.1.3.4-2表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗) +SRV再閉失敗+HPCS失敗) (5/5)	第7.1.3.4-2表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (TBP)) (5/5)
10-7-1-261	下3～下2	第7.1.3.4-1図 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗) +SRV再閉失敗+HPCS失敗」の重大事故等対策の概略系統図 (1/4)	第7.1.3.4-1図 「全交流動力電源喪失 (TBP)」の重大事故等対策の概略系統図 (1/4)
10-7-1-262	下3～下2	第7.1.3.4-2図 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗) +SRV再閉失敗+HPCS失敗」の重大事故等対策の概略系統図 (2/4)	第7.1.3.4-2図 「全交流動力電源喪失 (TBP)」の重大事故等対策の概略系統図 (2/4)

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
10-7-1-263	下3～下2	第7.1.3.4-3図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗」の重大事故等対策の概略系統図(3/4)	第7.1.3.4-3図 「全交流動力電源喪失(TBP)」の重大事故等対策の概略系統図(3/4)
10-7-1-264	下3～下2	第7.1.3.4-4図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗」の重大事故等対策の概略系統図(4/4)	第7.1.3.4-4図 「全交流動力電源喪失(TBP)」の重大事故等対策の概略系統図(4/4)
10-7-1-265		第7.1.3.4-5図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗」の対応手順の概要	別紙10-7-1-18に変更する。
10-7-1-266		第7.1.3.4-6図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗」の作業と所要時間	別紙10-7-1-19に変更する。
10-7-1-295	下5～下2	サプレッションプール水温の変動により <u>変動する</u> 可能性があるため、その後に行う原子炉の急速減圧の操作開始時間は解析上の設定より <u>変動し得る</u> 可能性があるが、	サプレッションプール水温の変動により <u>早まる</u> 可能性があるため、その後に行う原子炉の急速減圧の操作開始時間は解析上の設定より <u>早まる</u> 可能性があるが、
10-7-1-296	下3～下2	運転員等操作時間に与える影響として、 <u>原子炉減圧時点</u> において	運転員等操作時間に与える影響として、 <u>実態の操作開始時間は解析上の想定より早まる</u> 可能性があるが、 <u>原子炉減圧時点</u> において
10-7-1-299	下3	電源車_	電源車_(緊急時対策所用)
10-7-1-300	上6	電源車_	電源車_(緊急時対策所用)

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
10-7-1-311		第7.1.4.1-4図 「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」の対応手順の概要	別紙10-7-1-20に変更する。
10-7-1-312		第7.1.4.1-5図 「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」の作業と所要時間	別紙10-7-1-21に変更する。
10-7-1-328	上5	には期待しない。	には期待しない ^{※1} 。
10-7-1-328	上5と上6の間	(記載追加)	※1 原子炉急速減圧までの原子炉注水を原子炉隔離時冷却系で実施した場合、原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気として原子炉圧力容器内の蒸気を消費することで、格納容器圧力及び格納容器温度の上昇傾向は小さくなることから、原子炉注水を高圧炉心スプレイ系で実施した場合の条件に包絡される。
10-7-1-328	下5	全開 ^{※1}	全開 ^{※2}
10-7-1-328	下3	※ <u>1</u>	※ <u>2</u>
10-7-1-329	下3～下2	原子炉水位（シュラウド内及びシュラウド内外） ^{※2}	原子炉水位（シュラウド内及びシュラウド内外） ^{※3}
10-7-1-330	上6	※ <u>2</u>	※ <u>3</u>
10-7-1-339	下12～下9	サプレッションプール水温の変動により変動する可能性があるため、その後に行う原子炉の急速減圧の操作開始時間は解析上の設定より変動し得る可能性があるが、	サプレッションプール水温の変動により早まる可能性があるため、その後に行う原子炉の急速減圧の操作開始時間は解析上の設定より早まる可能性があるが、

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

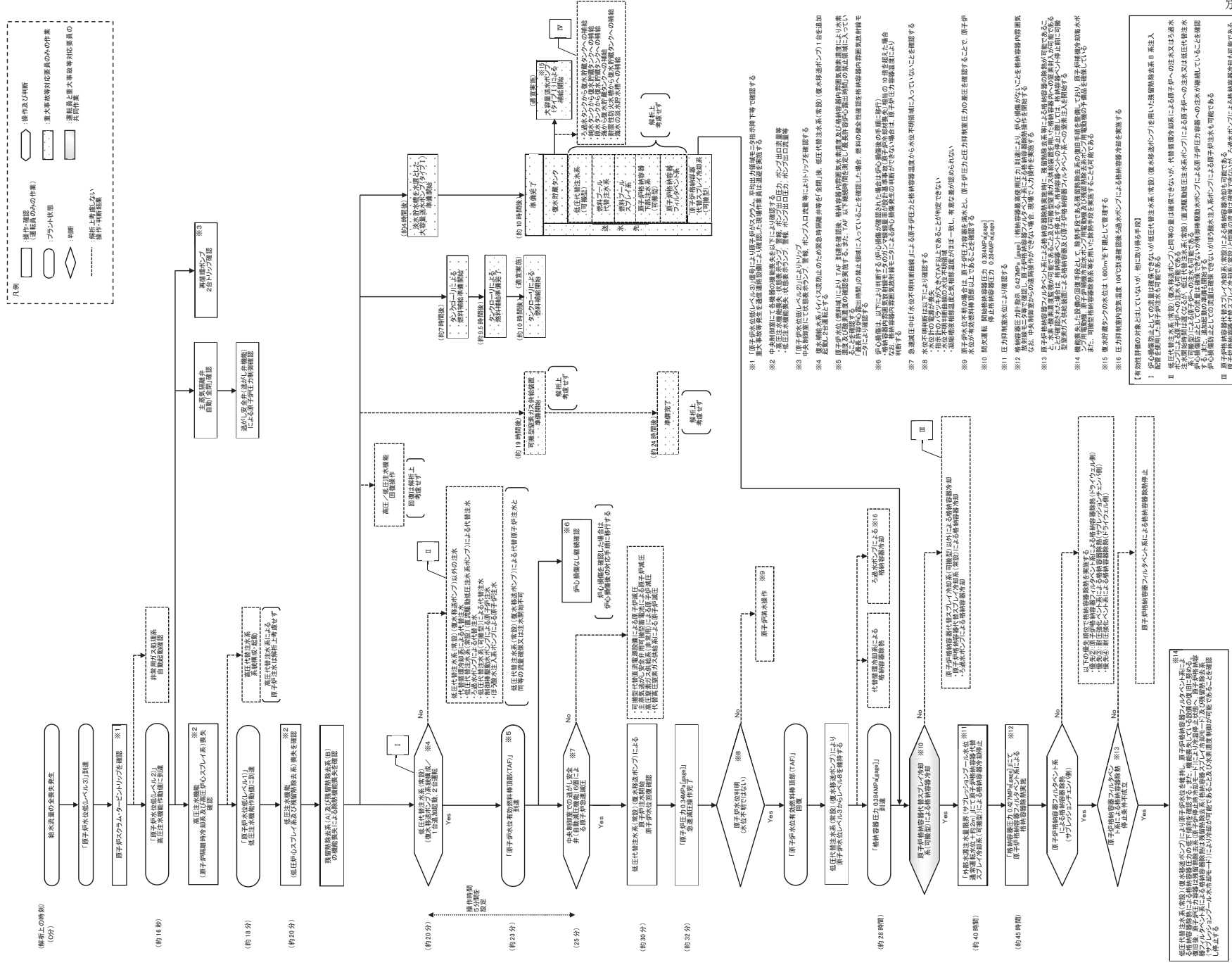
頁	行	補正前	補正後
10-7-1-341	上9～上10	運転員等操作時間に与える影響として、 <u>原子炉減圧時点において</u>	運転員等操作時間に与える影響として、 <u>実態の操作開始時間は解析上の想定より早まる可能性があるが、原子炉減圧時点において</u>
10-7-1-345	下11	電源車_	電源車_ <u>(緊急時対策所用)</u>
10-7-1-345	下2	電源車_	電源車_ <u>(緊急時対策所用)</u>
10-7-1-349		第7.1.4.2-1表 「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」の重大事故等対策について(2/2)	別紙10-7-1-22に変更する。
10-7-1-357		第7.1.4.2-4図 「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」の対応手順の概要	別紙10-7-1-23に変更する。
10-7-1-358		第7.1.4.2-5図 「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」の作業と所要時間	別紙10-7-1-24に変更する。
10-7-1-393	下6	電源車_	電源車_ <u>(緊急時対策所用)</u>
10-7-1-394	上4	電源車_	電源車_ <u>(緊急時対策所用)</u>
10-7-1-432	下8～下6	スクラビングによる除染係数及び格納容器内での自然沈着・格納容器スプレイによる除染係数は5とする。	スクラビングによる除染係数並びに格納容器内での自然沈着及び格納容器スプレイによる除染係数は5とする。
10-7-1-446	下2	電源車_	電源車_ <u>(緊急時対策所用)</u>

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
10-7-1-447	上7	電源車_	電源車_ (緊急時対策所用)
10-7-1-449		第7.1.6-1表 「LOCA時注水機能喪失」の重大事故等対策について (1/2)	別紙10-7-1-25に変更する。
10-7-1-450		第7.1.6-1表 「LOCA時注水機能喪失」の重大事故等対策について (2/2)	別紙10-7-1-26に変更する。
10-7-1-458		第7.1.6-4図 「LOCA時注水機能喪失」の対応手順の概要	別紙10-7-1-27に変更する。
10-7-1-459		第7.1.6-5図 「LOCA時注水機能喪失」の作業と所要時間	別紙10-7-1-28に変更する。
10-7-1-492	下7～下5	<u>事象発生から30分後に操作を開始した場合でも、炉心損傷を回避することが可能であり、10分以上の時間余裕がある。</u>	<u>原子炉隔離時冷却系の原子炉注水により、炉心はおおむね冠水維持されることから、</u> 時間余裕がある。
10-7-1-494	上7	7日間の注水継続実施が可能である。	7日間の_継続実施が可能である。
10-7-1-494	下2	電源車_	電源車_ (緊急時対策所用)
10-7-1-495	上8	電源車_	電源車_ (緊急時対策所用)
10-7-1-508		第7.1.7-5図 「格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)」の対応手順の概要	別紙10-7-1-29に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

第 7.1.1-4 図 「高圧・低圧注水機能喪失」 の対応手順の概要



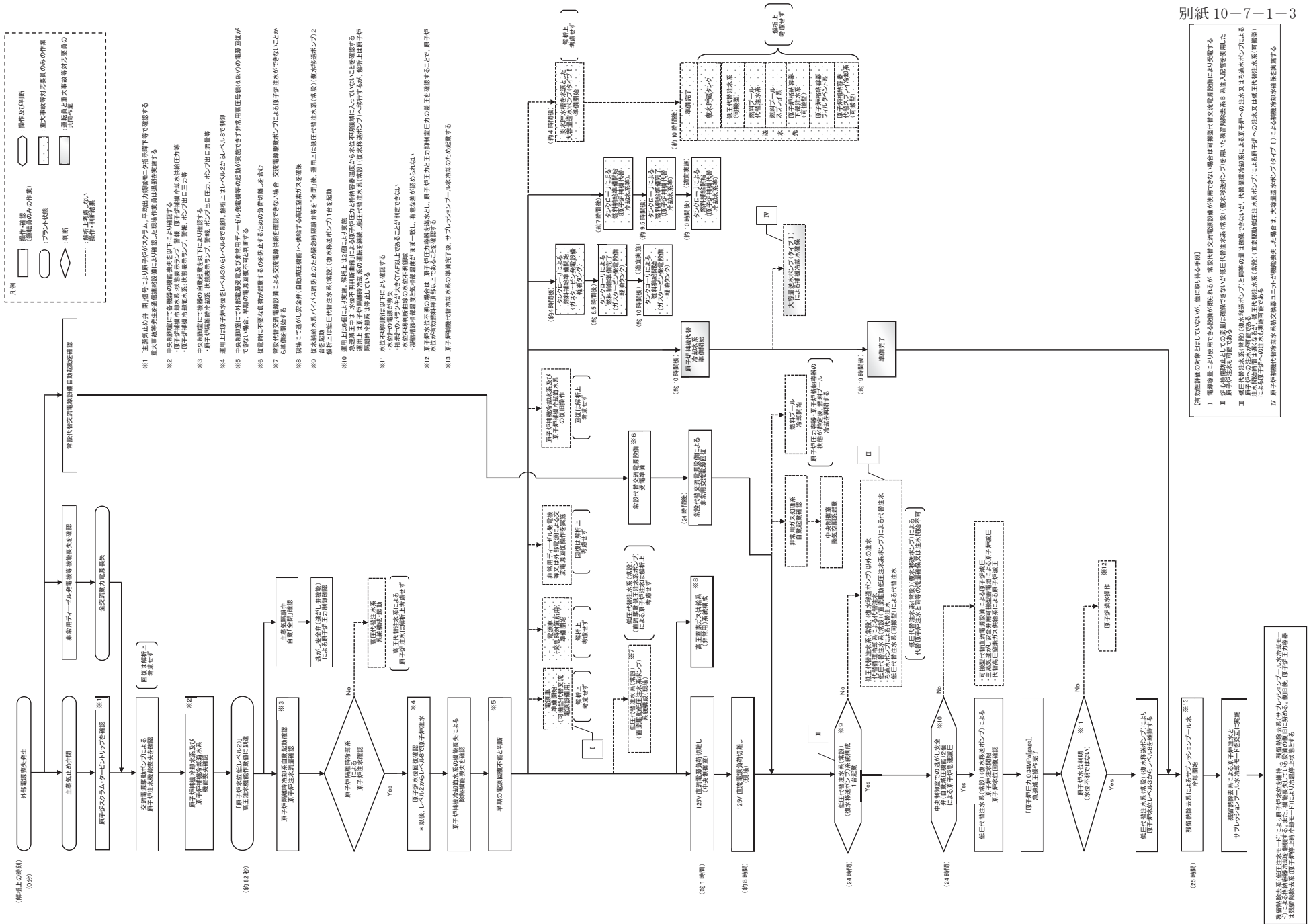
必要な要員と作業項目				経過時間(分)																								経過時間(時間)							経過時間(日)			備考
				10m	20m	30m	40m	50m	1h	3h	5h	7h	9h	11h	13h	15h	17h	19h	21h	23h	27h	33h	39h	45h	51h	5d	6d	7d										
作業項目	実施場所・必要人員数	責任者	発電隊長	1人	中央監視 運転操作指揮 発電所対策本部連絡	▽事業発生 ▽原子炉スクラム ▽約16秒 原子炉水位低(レベル2)到達 ▽約10分 プラント状況判断 ▽約15分 高圧代替注水系統機能喪失 ▽約18分 原子炉水位低(レベル1)到達 ▽約23分 原子炉水位有効燃料棒頂部到達 ▽25分 逃がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉減圧 ▽約11時間 原子炉水位 有効燃料棒頂部回復																																
	責任者	発電隊長	1人	中央監視 運転操作指揮 発電所対策本部連絡	▽約28時間 格納容器圧力0.384MPa(gage)到達 原子炉格納容器代替スレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却開始																																	
	補佐	発電副長	1人	運転操作指揮	▽約40時間 外部大気圧差による格納容器冷却停止 原子炉格納容器代替スレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却停止																																	
	通報連絡者等	発電所対策本部要員	6人	初期での指揮 中央制御室連絡 発電所対策本部連絡	▽約45時間 格納容器圧力0.42MPa(gage)(1P-d)到達 原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器冷却開始																																	
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)	重大事故等対応要員																																			
状況判断	3人 A,B,C	-	-	-	10分	給水流量の全喪失確認 ・原子炉スクラム・タービントリップ確認 ・再循環ポンプトリップ確認 ・高圧注水機能(原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系)喪失確認 ・主系気筒弁全閉確認。逃がし安全弁(逃がし弁機能)による原子炉 圧力制御確認 ・非常用ガス処理系自動起動確認(解析上考慮せず)																																
高圧代替注水系統起動操作 (解析上考慮せず)	1人 [G]	-	-	-	5分	高圧代替注水系 系統構成・起動操作																																
低圧EOCS起動	1人 [B]	-	-	-	5分	低圧注水機能(低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系)喪失確認																																
格納容器除熱	1人 [B]	-	-	-	5分	残留熱除去系(A)及び残留熱除去系(B)機能喪失確認																																
高圧/低圧注水機能喪失調査・復旧操作 (回復は解析上考慮せず)	-	2人 D,E	-	-	適宜実施	給水系 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系 低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 機能回復																																
低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)準備操作	1人 [B]	-	-	-	5分	低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)系統構成 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)起動/運転確認																																
原子炉急減圧操作	1人 [C]	-	-	-	5分	逃がし安全弁(自動減圧機能) 6番 手動開放操作																																
低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)注水操作	1人 [B]	-	-	-	適宜実施	原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間に維持																																
アクセスルート確保	-	-	8人 J,K,M-O	-	4時間	アクセスルート復旧(復旧が必要な場合)																																
代替注水等確保	-	-	8人 A~I 1人 [A]	-	380分	可搬型設備保管場所への移動 ・大容量送水ポンプ(タイプ1)の設置、ホースの敷設、接続 ・大容量送水ポンプ(タイプ1)監視 以降監視																																
原子炉格納容器代替スレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却	-	-	2人 [B,C]	-	5分	大容量送水ポンプ(タイプ1)による格納容器冷却 系統構成 大容量送水ポンプ(タイプ1)による格納容器冷却 系統構成 冷却開始(間欠運転)																																
大容量送水ポンプ(タイプ1)による淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの供給	-	-	2人 [B,C]	-	5分	復水貯蔵タンク供給 適宜実施																																
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱準備	1人 [A]	-	5人 [B,C,D,E]	-	5時間	可搬型装置がス換給装置の設置(解析上考慮しない) 原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱 系統構成(格納容器ベントウエッジ)構成及び原子炉格納容器 第二閉路系(FCVSベントライン隔離弁)操作 原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱 系統構成(現場操作)(原子炉格納容器第二閉路系(FCVSベント ライン隔離弁)操作) (解析上考慮せず)																																
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作	1人 [B]	-	2人 [B,D]	-	1時間	原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱 (原子炉格納容器第一閉路系(S/Cベント用出口隔離弁)操作) (解析上考慮せず)																																
燃料供給準備	-	-	2人 LM	-	135分	可搬型設備保管場所への移動 タンクローリへの移送																																
燃料供給	-	-	2人 [L,M]	-	適宜実施	大容量送水ポンプ(タイプ1)への給油																																
必要人員数 合計	5人 A~E	-	17人 A~Q	-																																		

【 】は他作業後移動してきた要員

重大事故等対策要員	運転員	7
	重大事故等対応要員	17
	発電所対策本部要員	6
合計		30

発電所常駐要員	30
---------	----

第 7.1.1-5 図 「高圧・低圧注水機能喪失」の作業と所要時間



【有効性評価の対象としてはいて、他に取付得る手段】

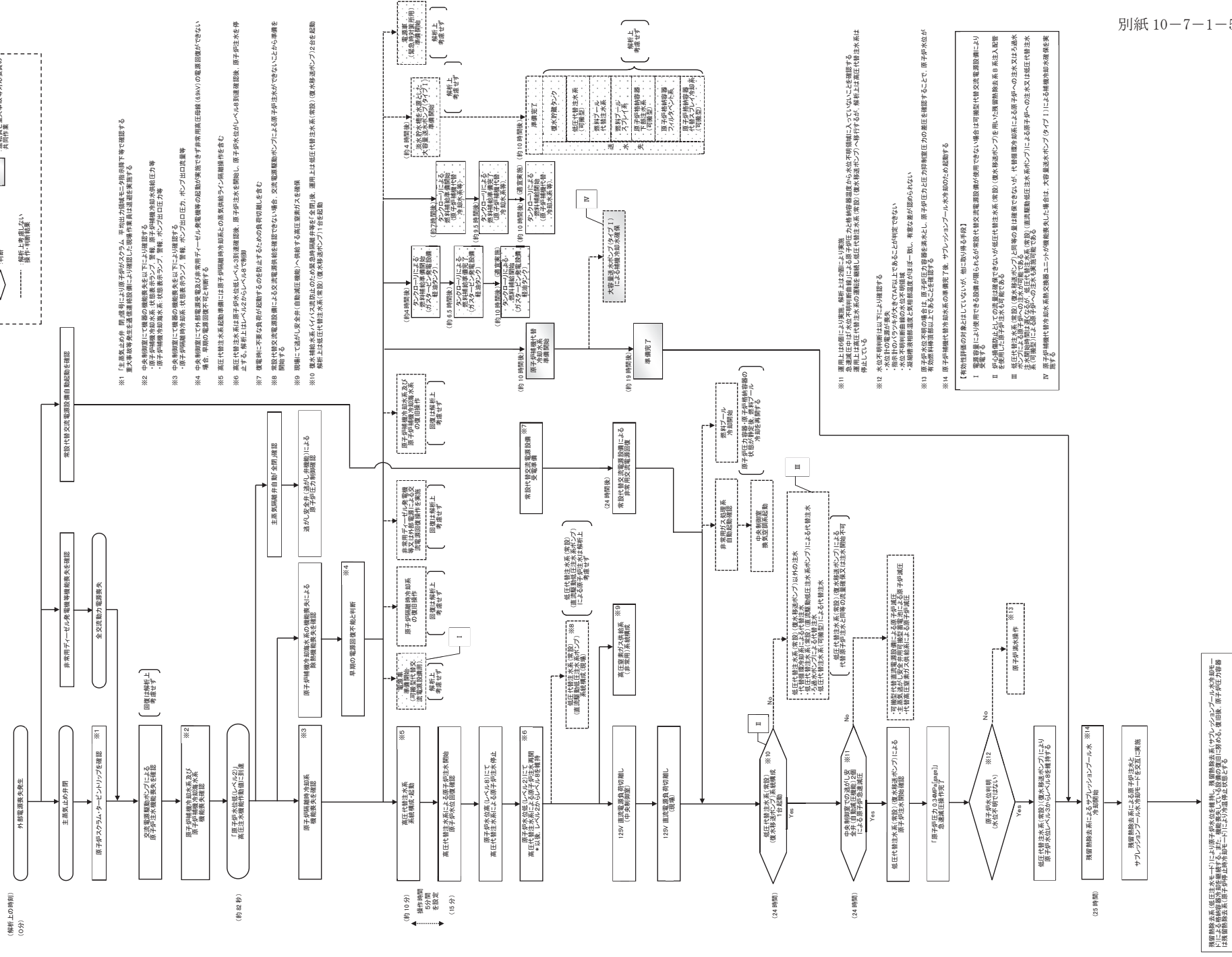
I 電液弁により使用できる設備が利用されるが、常設代替交流電源設備が使用できない場合は可能な代替交流電源設備により発電する

II 炉内電源停止および生成量は確保できないが、常設代替注水系統(常設) (海水移送ポンプ)を用いた換熱器注水系統系系注入配管を使用した

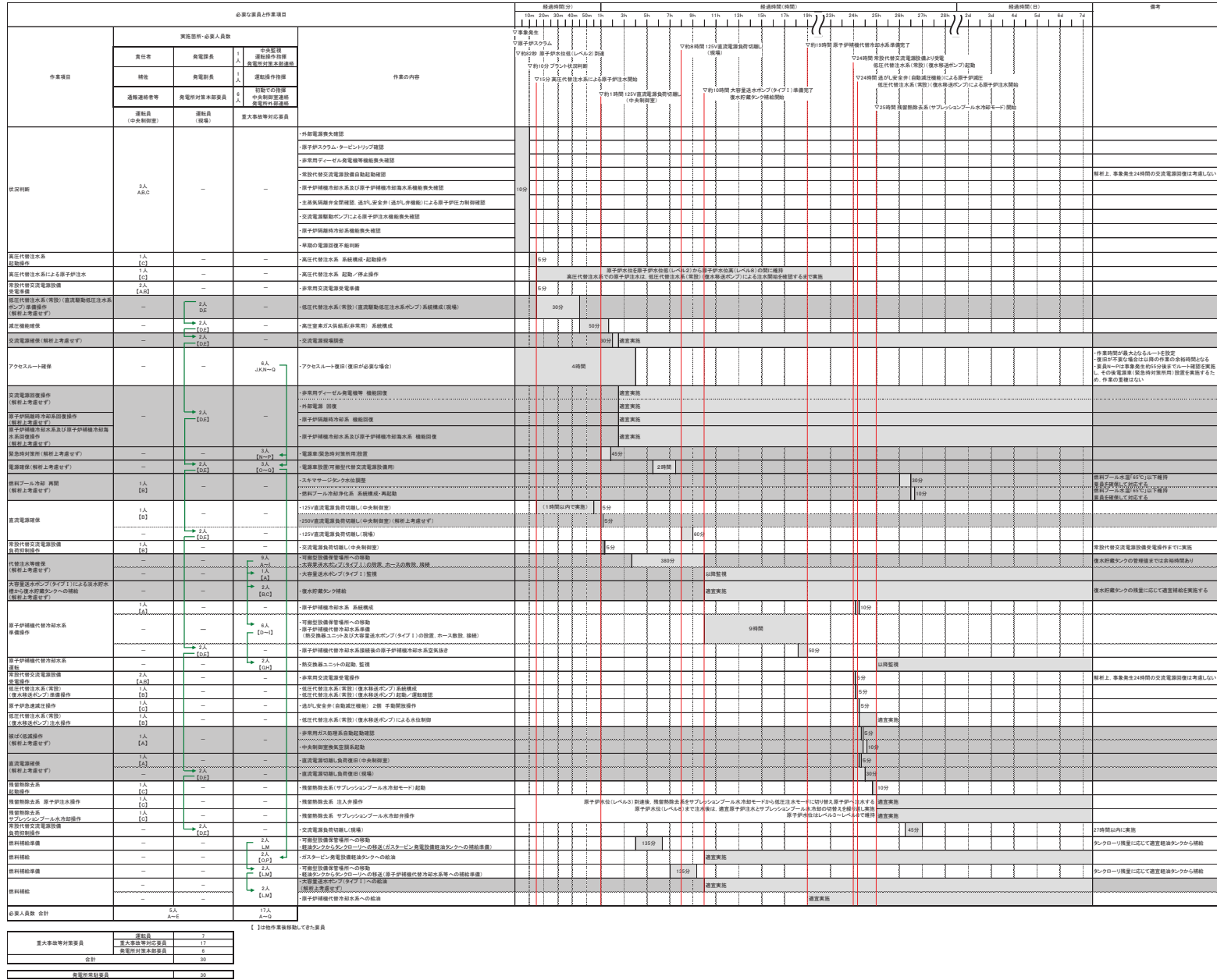
III 常設代替注水系統(常設) (海水移送ポンプ)同等の量は確保できないが、代替換熱器系による原子炉への注水又は海水移送ポンプによる原子炉冷却水を確保する

IV 原子炉冷却停止防止のための手段は、常設代替注水系統(常設) (海水移送ポンプ)による原子炉への注水又は海水移送ポンプによる原子炉冷却水を確保することである

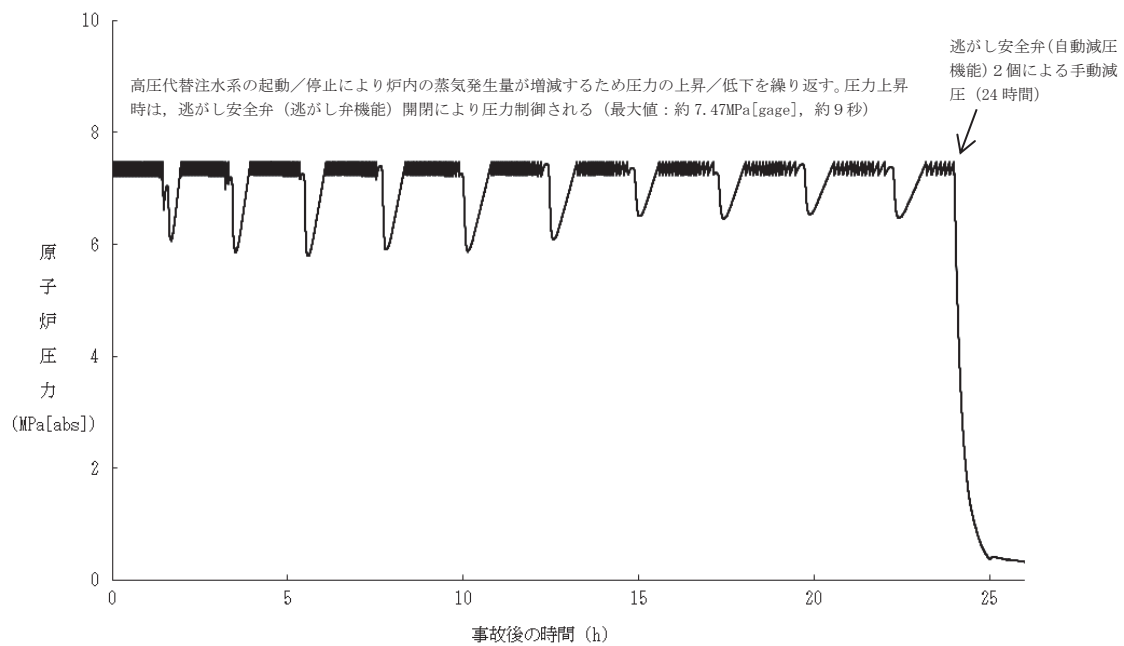
第 7. 1. 3. 1-4 図 「全交流動力電源喪失 (長期 T B)」 の対応手順の概要



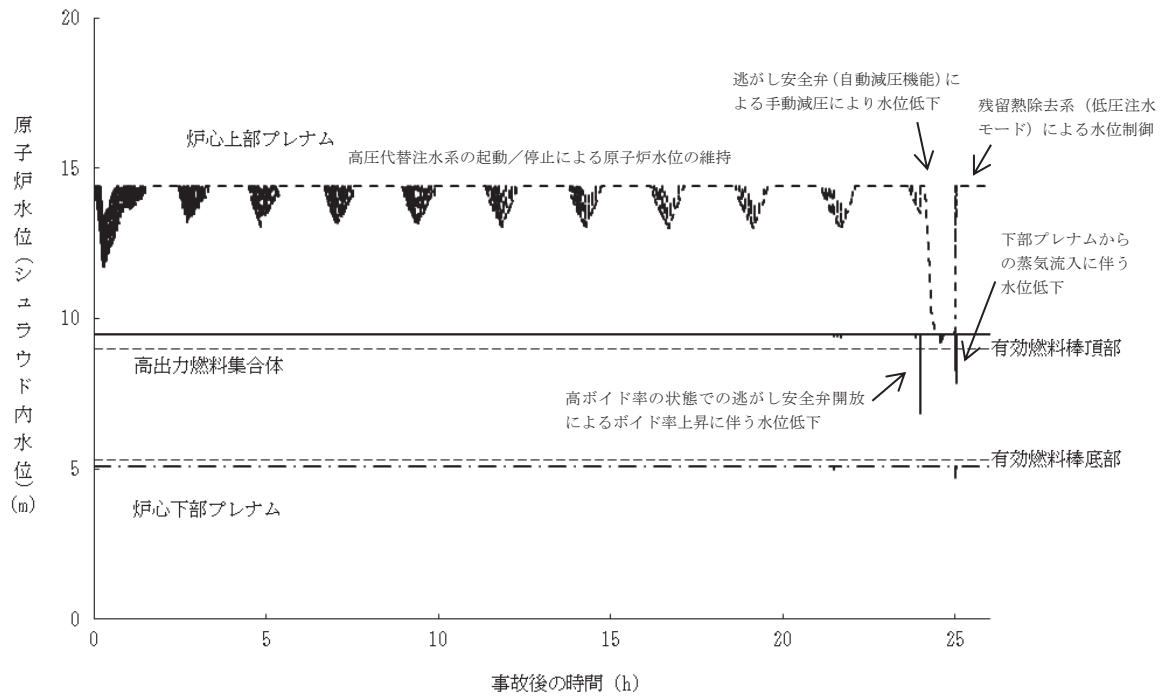
第 7.1.3.2-4 図 「全交流動力電源喪失 (TBU)」 の対応手順の概要



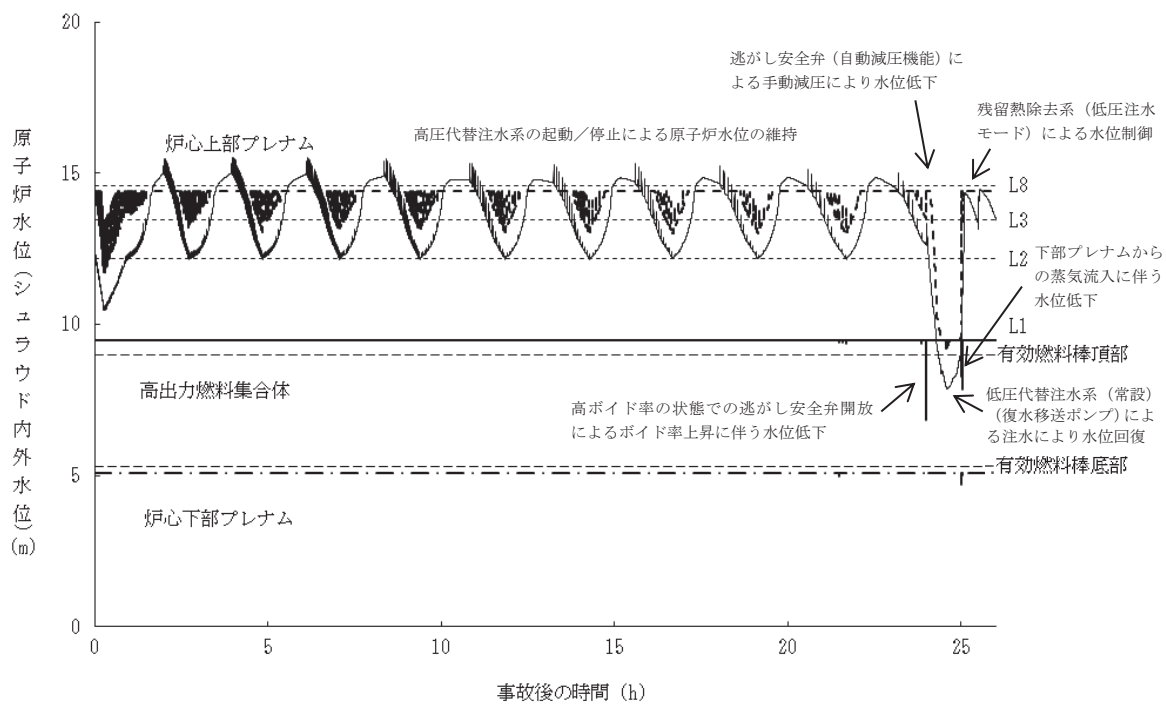
第 7.1.3.2-5 図 「全交流動力電源喪失 (TBU)」 の作業と所要時間



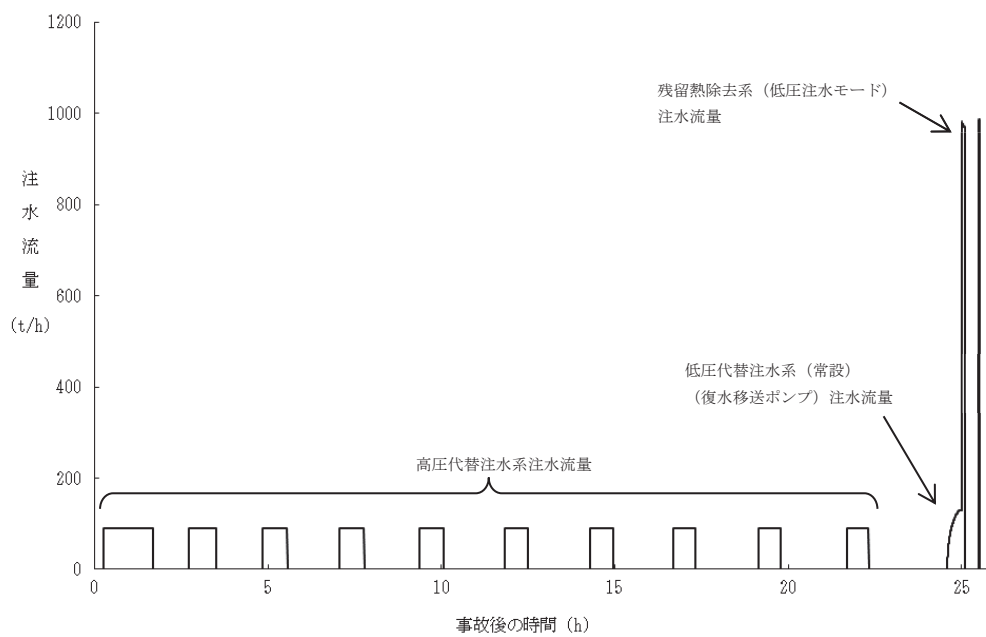
第 7.1.3.2-6 図 原子炉圧力の推移



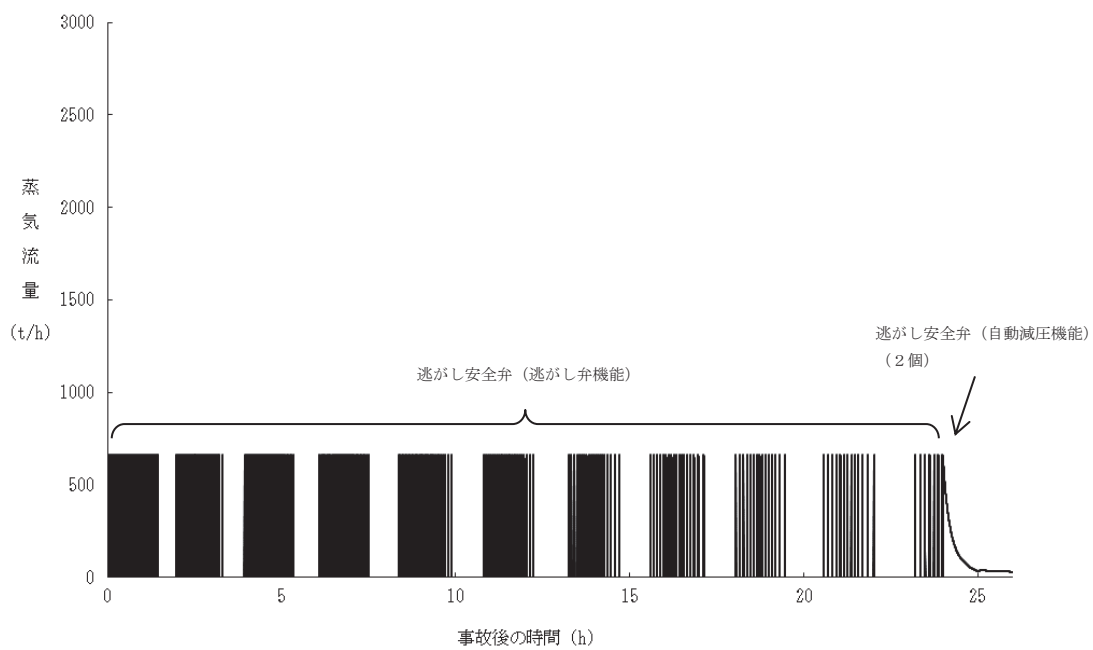
第 7. 1. 3. 2-7 図 原子炉水位 (シユラウド内水位) の推移



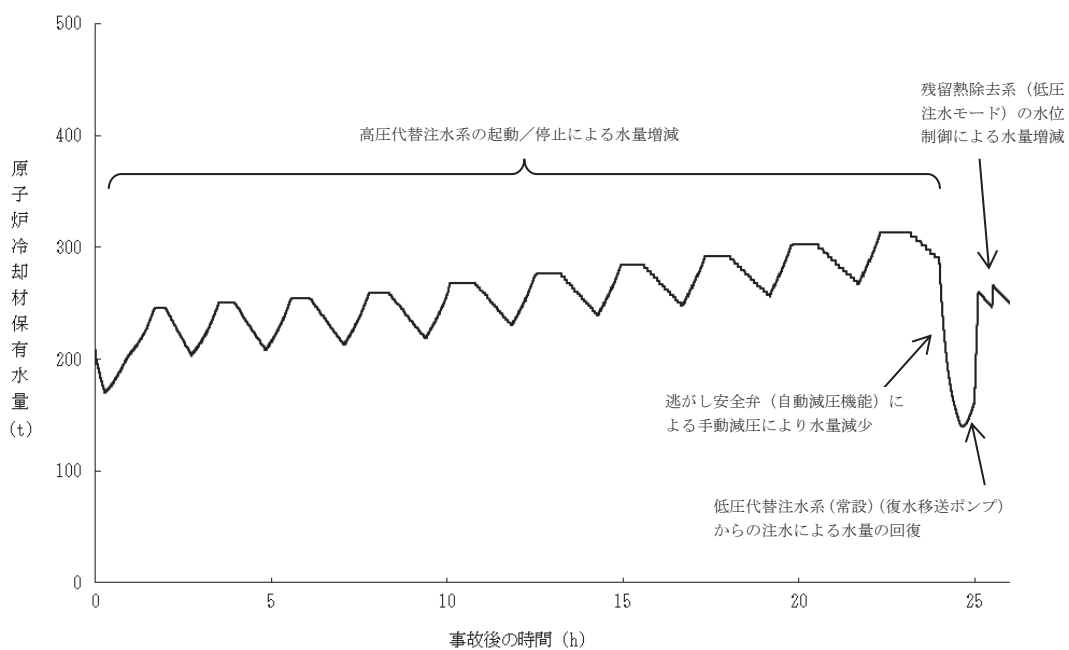
第 7. 1. 3. 2-8 図 原子炉水位 (シユラウド内外水位) の推移



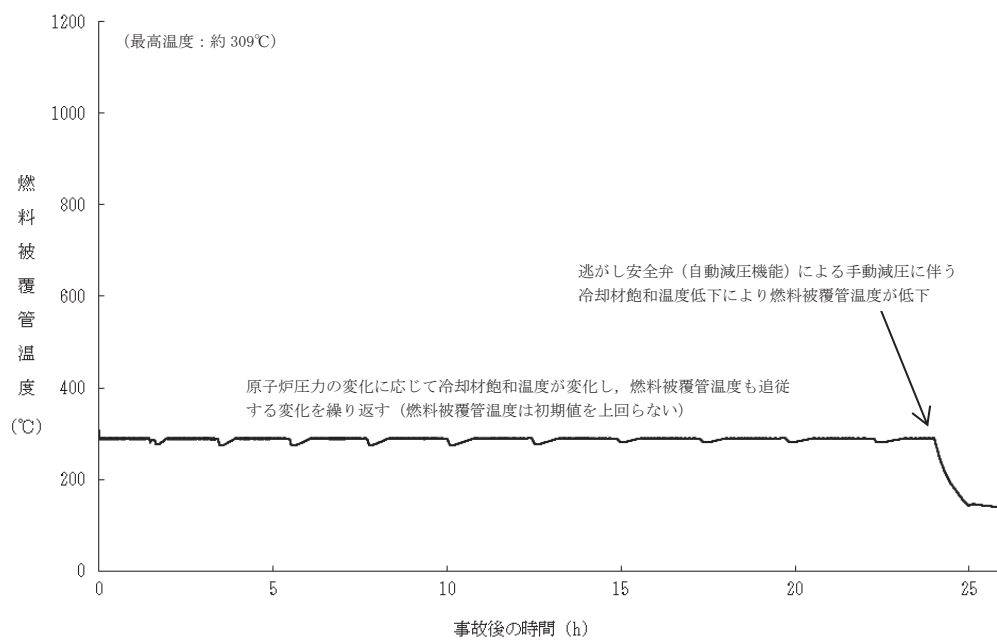
第 7. 1. 3. 2-9 図 注水流量の推移



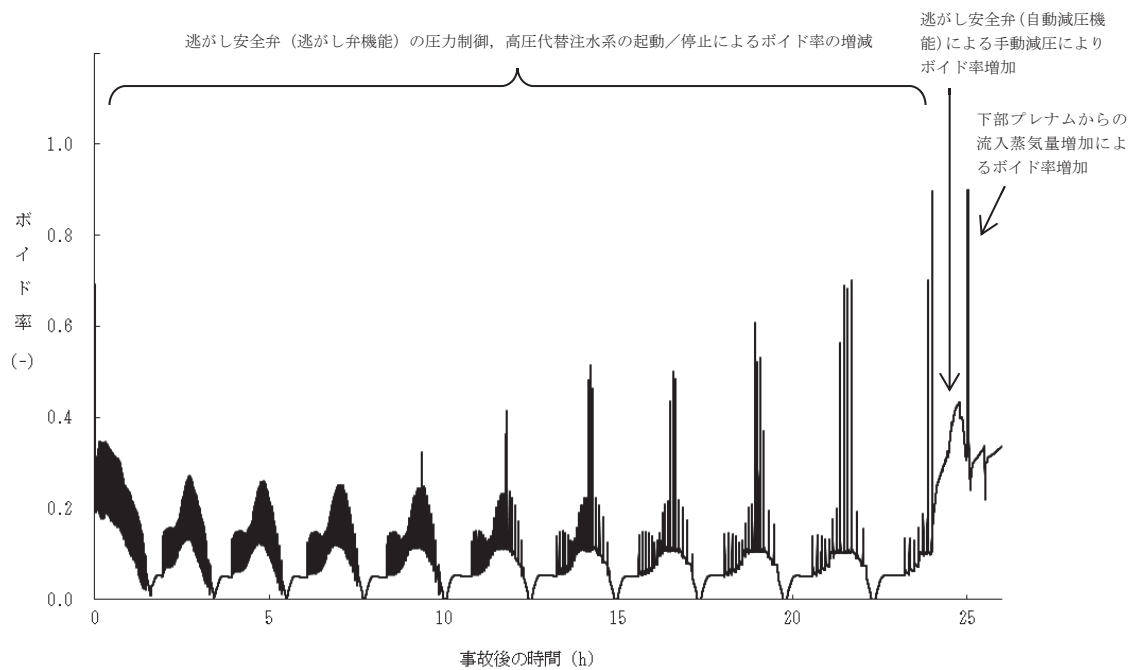
第 7.1.3.2-10 図 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移



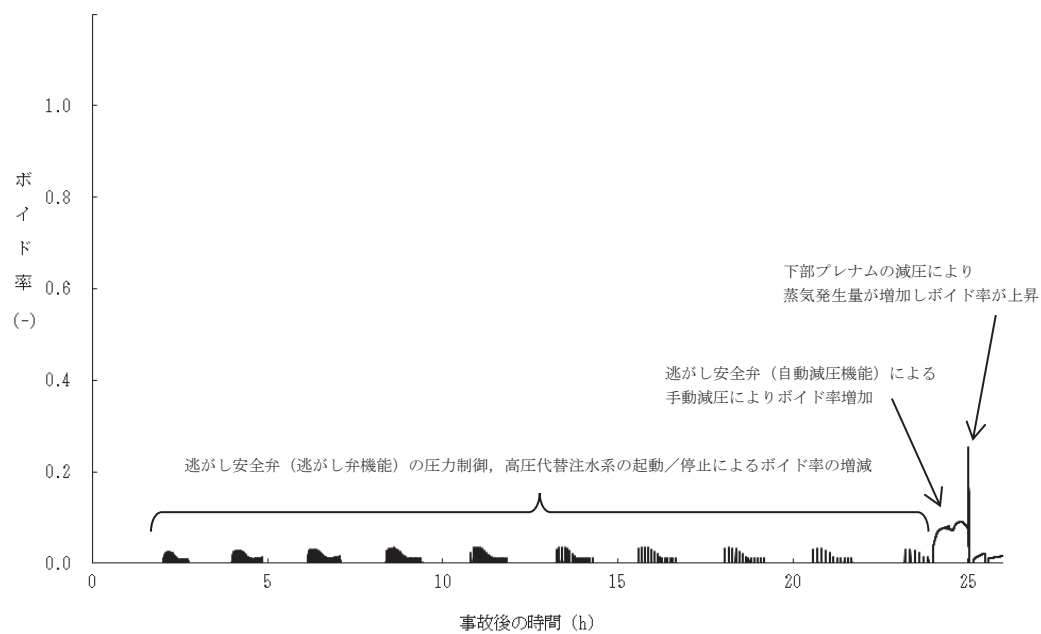
第 7. 1. 3. 2-11 図 原子炉圧力容器内保有水量の推移



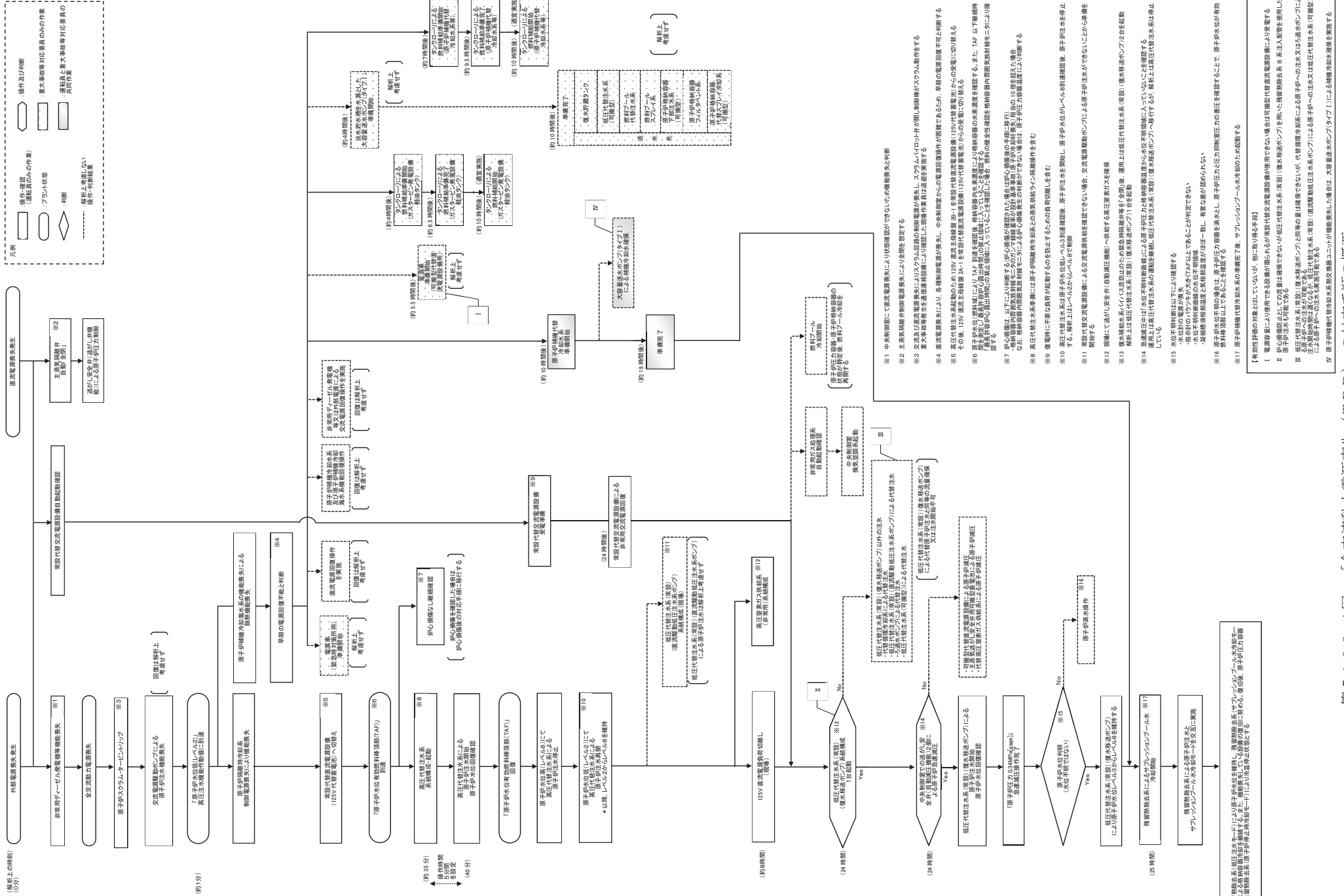
第 7.1.3.2-12 図 燃料被覆管温度の推移



第 7.1.3.2-13 図 高出力燃料集合体のボイド率の推移



第 7.1.3.2-14 図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移



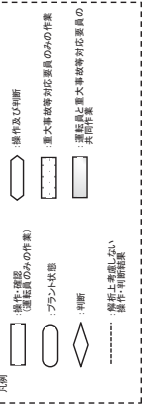
第 7.1.3.3-4 図 「全交流動力電源喪失 (TBD)」 の対応手順の概要

必要人員と作業項目				経過時間(分)				経過時間(時間)												経過時間(日)												備考								
作業項目	実施箇所・必要人員数			経過時間(分)												経過時間(時間)												経過時間(日)												
	責任者	作業員数	作業内容	0	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						
作業項目	責任者	作業員数	作業内容	作業内容												作業内容												作業内容												
作業項目	責任者	作業員数	作業内容	作業内容												作業内容												作業内容												
作業項目	責任者	作業員数	作業内容	作業内容												作業内容												作業内容												
作業項目	責任者	作業員数	作業内容	作業内容												作業内容												作業内容												
作業項目	責任者	作業員数	作業内容	作業内容												作業内容												作業内容												

実施箇所・必要人員数	責任者	7
	作業員数	12
	作業員数	6
合計		30

【】は始作業後移動してきた要員

第 7.1.3.3-5 図 「全交流動力電源喪失 (TBD)」 の作業と所要時間



※1 注水止め弁 閉鎖により原子炉水位が下がり、平均出力が維持不能となる時、平均出力が下がるまで待機する
 重大事故発生後発生電源確保設備により復旧した際の作業員は迅速を要する

※2 中央制御室にて電源喪失の発生後、以下の順序で各種電源確保設備の稼働を確認する
 ・原子炉補給冷却水系統稼働確認(冷却水圧力増大)
 ・原子炉補給冷却水系統稼働確認(ポンプ出口圧力増大)

※3 中央制御室にて電源喪失の発生後、以下の順序で各種電源確保設備の稼働を確認する
 ・原子炉補給冷却水系統稼働確認(ポンプ出口圧力増大)
 ・原子炉補給冷却水系統稼働確認(ポンプ出口圧力増大)

※4 注水止め弁が閉鎖した状態により原子炉水位が下がり、平均出力が維持不能となる時、平均出力が下がるまで待機する
 注水止め弁が閉鎖した状態により原子炉水位が下がり、平均出力が維持不能となる時、平均出力が下がるまで待機する

※5 注水止め弁の閉鎖後は原子炉水位が低下し、平均出力が維持不能となる時、平均出力が下がるまで待機する
 注水止め弁の閉鎖後は原子炉水位が低下し、平均出力が維持不能となる時、平均出力が下がるまで待機する

※6 中央制御室にて電源喪失の発生後、以下の順序で各種電源確保設備の稼働を確認する
 ・原子炉補給冷却水系統稼働確認(ポンプ出口圧力増大)
 ・原子炉補給冷却水系統稼働確認(ポンプ出口圧力増大)

※7 原子炉補給冷却水系統稼働確認(ポンプ出口圧力増大)により復旧した際の作業員は迅速を要する

※8 原子炉補給冷却水系統稼働確認(ポンプ出口圧力増大)により復旧した際の作業員は迅速を要する

※9 注水止め弁が閉鎖した状態により原子炉水位が下がり、平均出力が維持不能となる時、平均出力が下がるまで待機する
 注水止め弁が閉鎖した状態により原子炉水位が下がり、平均出力が維持不能となる時、平均出力が下がるまで待機する

※10 電源喪失に不要な負荷が稼働するのを停止するための負荷切離しを行う

※11 復旧に遅れがちな弁 (自動戻り機能) へ供給する高圧注水系統を確保
 ・注水止め弁の閉鎖後は原子炉水位が下がり、平均出力が維持不能となる時、平均出力が下がるまで待機する
 ・注水止め弁の閉鎖後は原子炉水位が下がり、平均出力が維持不能となる時、平均出力が下がるまで待機する

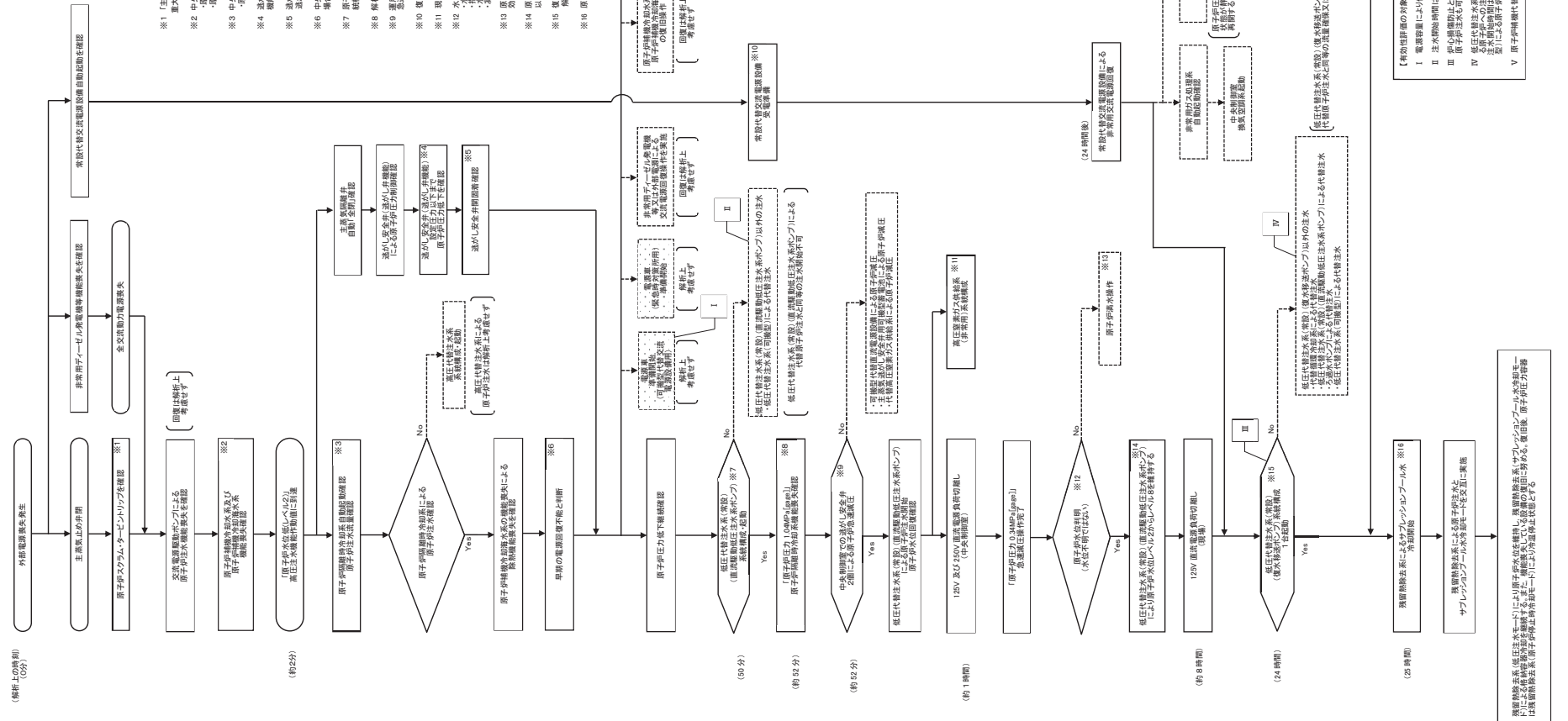
※12 水位不透明時は以下により確認する
 ・注水止め弁の閉鎖後は原子炉水位が下がり、平均出力が維持不能となる時、平均出力が下がるまで待機する
 ・注水止め弁の閉鎖後は原子炉水位が下がり、平均出力が維持不能となる時、平均出力が下がるまで待機する

※13 注水止め弁が閉鎖した状態により原子炉水位が下がり、平均出力が維持不能となる時、平均出力が下がるまで待機する
 注水止め弁が閉鎖した状態により原子炉水位が下がり、平均出力が維持不能となる時、平均出力が下がるまで待機する

※14 注水止め弁が閉鎖した状態により原子炉水位が下がり、平均出力が維持不能となる時、平均出力が下がるまで待機する
 注水止め弁が閉鎖した状態により原子炉水位が下がり、平均出力が維持不能となる時、平均出力が下がるまで待機する

※15 高圧注水系統(常設)による注水を開始し、原子炉水位が回復するまで待機する
 高圧注水系統(常設)による注水を開始し、原子炉水位が回復するまで待機する

※16 原子炉補給冷却水系統稼働確認後、サブプレッショングループの水が回復するまで待機する



【動作特性等の対応はしていないが、他に取付可能な手段】

- I 電源喪失により使用できない機器が稼働するが、高圧注水系統(常設)による注水も実施可能である
- II 注水設備は動作しないが、高圧注水系統(常設)による注水も実施可能である
- III 原子炉停止したときの電源は稼働できないが、高圧注水系統(常設)による注水も実施可能である
- IV 高圧注水系統(常設)による注水も実施可能である
- V 原子炉補給冷却水系統稼働確認(ポンプ出口圧力増大)により高圧注水も実施可能である

第 7.1.3.4-5 図 「全交流動力電源喪失 (TBP)」 の対応手順の概要

作業項目	必要な要員と作業項目			経過時間(分)		経過時間(時間)														経過時間(日)							備考										
	実施箇所・必要人員数			10m	20m	30m	40m	50m	1h	3h	5h	7h	9h	11h	13h	15h	17h	19h	21h	23h	24h	25h	26h	27h	28h	29h		3d	4d	5d	6d	7d					
	責任者	発電課長	中央監視 運転操作指揮 発電所対策本部係																																		
作業項目	責任者	発電課長	1人																																		
	補佐	発電課長	1人																																		
	運転連絡係等	発電所対策本部係	4人																																		
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)	4人																																		
状況判断	3人 A,B,C	-	-																																		
	3人 A,B,C	-	-																																		
原子炉注水操作	1人 [C]	-	-																																		
高圧代替注水系起動操作 (解析上考慮せず)	1人 [C]	-	-																																		
常設代替交流電源設備 突発電源・水電操作	2人 [A,B]	-	-																																		
アクセサリト補保	-	-	6人 J,K,N-Q																																		
交流電源回復操作 (解析上考慮せず)	-	2人 D,E	-																																		
原子炉補機冷却海水系回復操作 (解析上考慮せず)	-	-	3人 [N-P]																																		
緊急時対策所(解析上考慮せず)	-	-	3人 [O-Q]																																		
電源確保(解析上考慮せず)	1人 [B]	-	-																																		
低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)準備 操作	1人 [B]	-	-																																		
機ばく低減操作 (解析上考慮せず)	1人 [A]	-	-																																		
燃料プール冷却再開 (解析上考慮せず)	1人 [B]	-	-																																		
常設代替交流電源設備 負荷制御操作	1人 [B]	-	-																																		
低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)運転 監視	1人 [C]	-	-																																		
原子炉急減速操作	1人 [C]	-	-																																		
低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)注 水操作	1人 [B]	-	-																																		
代替注水等確保 (解析上考慮せず)	-	-	3人 [A, I, J]																																		
大容量送水ポンプ(タイプ1)による淡水貯水 槽から復水貯蔵タンクへの補給 (解析上考慮せず)	-	-	2人 [B, C]																																		
原子炉補機代替冷却水系 準備操作	1人 [A]	-	-																																		
原子炉補機代替冷却水系 運転	-	2人 [D,E]	-																																		
残量除去系 起動操作	1人 [C]	-	-																																		
残量除去系 原子炉注水操作	1人 [C]	-	-																																		
残量除去系 サプレションプール水冷却操作	1人 [C]	-	-																																		
常設代替交流電源設備 負荷制御操作	-	2人 [D,E]	-																																		
燃料補給準備	-	-	2人 [L,M]																																		
燃料補給	-	-	2人 [O,P]																																		
燃料補給準備	-	-	2人 [L,M]																																		
燃料補給	-	-	2人 [L,M]																																		
必要人員数 合計	5人 A~E	-	17人 A~Q																																		

【】は給作業後移動してきた要員

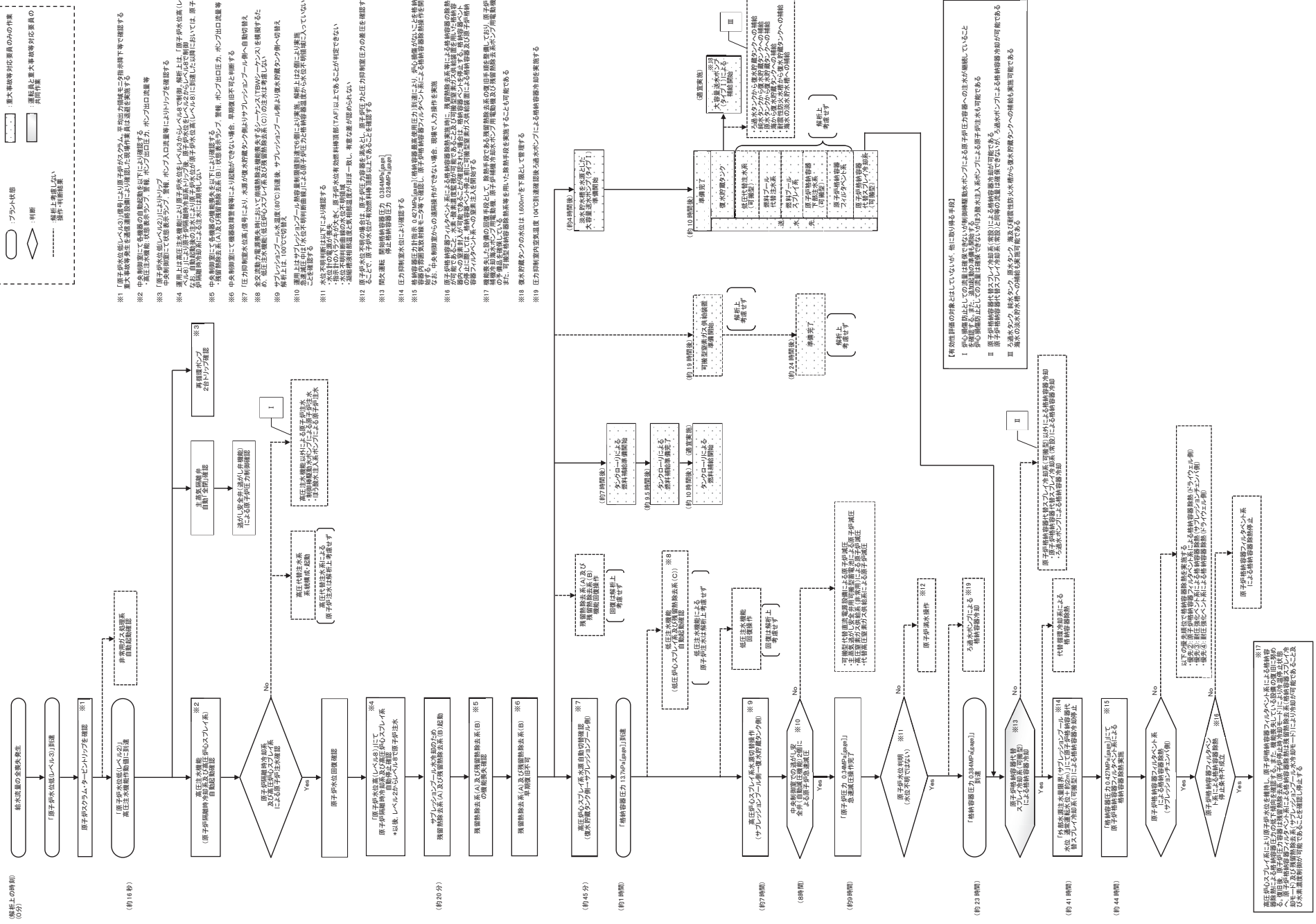
重大事故等対策要員	運転員	7
	緊急時対策要員	17
	発電所対策本部要員	6
合計		30
発電所運転要員		30

第 7.1.4.1-5 図 「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」の作業と所要時間

第 7.1.4.2-1 表 「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」の重大事故等対策について（2/2）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	
高圧炉心スプレレイ系水源切替操作	<ul style="list-style-type: none"> サブプレッションポンプル水温 80℃到達を確認後、中央制御室からの遠隔操作により高圧炉心スプレレイ系の水源をサブプレッションポンプ側から復水貯蔵タンク側へ切り替える 	<ul style="list-style-type: none"> 【高圧炉心スプレレイ系】* 【復水貯蔵タンク】* 【サブプレッションチェンバ】* 	—	サブプレッションポンプル水温 復水貯蔵タンク水位 圧力抑制室水位
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	<ul style="list-style-type: none"> 高圧炉心スプレレイ系による注水状況を確認後、中央制御室にて逃がし安全弁（自動減圧機能）2個を全開し、急速減圧を実施する 	<ul style="list-style-type: none"> 【高圧炉心スプレレイ系】* 逃がし安全弁（自動減圧機能）*	—	原子炉圧力 (S/A) 原子炉圧力* 原子炉水位 (S/A 広帯域) 原子炉水位 (S/A 燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* 【高圧炉心スプレレイ系ポンプ出口流量】*
原子炉格納容器代替スプレレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力が 0.384MPa [Gage] に到達した場合、大容量送水ポンプ（タイプ I）を用いた原子炉格納容器代替スプレレイ冷却系（可搬型）により格納容器冷却を実施する 格納容器圧力が 0.284MPa [Gage] まで降下した場合又は外部水源注水量限界（サブプレッションポンプル水位が通常運転水位+約 2m）に到達した場合は、原子炉格納容器代替スプレレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却を停止する 	ガスタービン発電設備軽油タンク	大容量送水ポンプ（タイプ I） タンクローリ	ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力 原子炉格納容器代替スプレレイ流量 圧力抑制室水位
原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱	<ul style="list-style-type: none"> 外部水源注水量限界（サブプレッションポンプル水位が通常運転水位+約 2m）に到達後、格納容器圧力が 0.427MPa [Gage]（1Pd）に到達した場合、原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱を実施する 	原子炉格納容器フィルタベント系 耐圧強化ベンント系	—	ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力 圧力抑制室水位 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)* フィルタ装置水位 (広帯域) フィルタ装置入口圧力 (広帯域) フィルタ装置出口圧力 (広帯域) フィルタ装置出口放射線モニタ

*：既許可の対象となつていない設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
 【】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）



第 7.1.4.2-4 図 「崩壊熱除去系が故障した場合」の対応手順の概要

必要な要員と作業項目				経過時間(分)																経過時間(日)			備考										
				10m	20m	30m	40m	50m	1h	3h	5h	7h	9h	11h	13h	15h	17h	19h	21h	23h	25h	41h		43h	45h	5d	6d	7d					
作業項目	実施箇所・必要人員数			作業の内容	▽事象発生 ▽原子炉スクラム ▽約16秒 原子炉水位低(レベル2)到達 ▽約10分 プラント状況判断																												
	責任者	発電課長	1人		中央監視 運転操作指揮	▽約8時間 過しが安全弁(自動減圧機能)による原子炉減圧 ▽約8.5時間 サプレッションプール水温100℃到達																											
	補佐	発電副長	1人		運転操作指揮	▽約12時間 格納容器圧力13.7MPa[gage]到達 ▽約10時間 大容量送水ポンプ(タイプ1)準備完了 復水貯蔵タンク補給開始																											
	通報連絡者等	発電所対策本部要員	8人		初期での指揮 中央制御室連絡 発電所外動連絡	▽約23時間 格納容器圧力0.384MPa[gage]到達 原子炉格納容器代替スプレイン冷却系(可搬型)による格納容器冷却開始 ▽約41時間 外部送水流量監視到達 原子炉格納容器代替スプレイン冷却系(可搬型)による 格納容器冷却停止 ▽約44時間 格納容器圧力0.427MPa[gage](1Pa)到達 原子炉格納容器フィルタベント系による 格納容器熱開始																											
運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)		重大事故等対応要員																														
状況判断	3人 A,B,C	-	-	10分	-給水流量の全喪失確認 -原子炉スクラム・タービントリップ確認 -再循環ポンフトリップ確認 -高圧注水機能(原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス)自動起動確認 -主蒸気隔離弁全閉確認。過しが安全弁(過しが弁機能)による原子炉圧力制御確認 -非常用ガス船渠系自動起動確認(解析上考慮せず)																												
高圧注水(高圧炉心スプレイス系による注水)	1人 [C]	-	-	5分	-高圧炉心スプレイス系による原子炉水位制御 -高圧炉心スプレイス系系自動切替確認 (復水貯蔵タンク熱交換サブプレッシャーループ) -高圧炉心スプレイス系系高切替操作 (サブプレッシャーループ→復水貯蔵タンク熱)																												
高圧代替注水系起動操作(解析上考慮せず)	1人 [C]	-	-		-高圧代替注水系 系統構成、起動操作																												
格納容器除熱	1人 [A]	-	-	10分	-残留熱除去系(A)及び残留熱除去系(B)起動、機能喪失確認																												
残留熱除去系機能喪失調査、復旧操作(解析上考慮せず)	-	2人 D,E	-		-残留熱除去系 機能回復 適宜実施																												
低圧注水機能喪失調査、復旧操作(解析上考慮せず)	-	-	-		-低圧注水系 機能回復 適宜実施																												
低圧ECCS起動(解析上考慮せず)	1人 [A]	-	-	5分	-低圧注水機能(低圧炉心スプレイス系及び残留熱除去系(C))自動起動確認																												
原子炉急速減圧操作	1人 [A]	-	-		-過しが安全弁(自動減圧機能) 2個 手動開放操作 5分																												
アクセスルート確保	-	-	6人 J,K,N-Q	4時間	-アクセスルート復旧(復旧が必要な場合)																												
代替注水等確保	-	-	9人 A-F, [A]	380分	-可搬型設備保管場所への移動 -水処理室(水処理タンク)の脱履、ホースの敷設、接続 -大容量送水ポンプ(タイプ1)監視 以降監視																												
大容量送水ポンプ(タイプ1)による送水貯水槽から復水貯蔵タンクへの接続	-	-	2人 [B,C]		-復水貯蔵タンク補給 適宜実施																												
原子炉格納容器代替スプレイン冷却系(可搬型)による格納容器冷却	1人 [C]	-	2人 [B,C]		-大容量送水ポンプ(タイプ1)による格納容器冷却 系統構成 -大容量送水ポンプ(タイプ1)による格納容器冷却 系統構成、冷却開始(間欠運転) 5分 適宜実施																												
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱準備	1人 [A]	-	5人 [D-F,I,K]	5時間	-可搬型要員ガス供給装置の設置(解析上考慮せず) -原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱 系統構成(格納容器ベントウダリ構成及び原子炉格納容器第二隔離弁(FCVSベントワン)閉鎖弁)操作 5分																												
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作	-	2人 [B,D]	-	1時間	-原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱 系統構成(現場操作)(原子炉格納容器第二隔離弁(FCVSベントワン)隔離弁)操作 (解析上考慮せず) 1時間																												
燃料補給準備	-	-	2人 L,M	135分	-可搬型設備保管場所への移動 -タンクローリへの移送 135分																												
燃料補給	-	-	2人 [L,M]		-大容量送水ポンプ(タイプ1)への給油 適宜実施																												
必要人員数 合計	5人 A-E		17人 A-Q																														

【 】は他作業後移動してきた要員

重大事故等対策要員	運転員	7
	重大事故等対応要員	17
	発電所対策本部要員	6
合計		30
発電所常駐要員		30

第 7.1.4.2-5 図 「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」の作業と所要時間

第 7.1.6-1 表 「LOCA 時注水機能喪失」の重大事故等対策について (1/2)

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備	
		常設設備	可搬型設備
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生と同時に外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機等が全て機能喪失し全交流動力電源喪失となり、原子炉がスクラムしたことを確認する 	125V 蓄電池 2A 125V 蓄電池 2B	平均出力領域モニタ* 起動領域モニタ*
高圧・低圧注水機能喪失確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位による自動起動信号が発生するが、各ポンプの自動起動失敗又は各系統のポンプ出口流量計の指示が上昇しないことにより高圧・低圧注水機能喪失を確認する 	—	原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* 【原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量】* 【高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量】* 【低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力】* 【残留熱除去系ポンプ出口圧力】*
高圧代替注水系による原子炉注水	<ul style="list-style-type: none"> 高圧注水機能の喪失を確認後、高圧代替注水系を起動し、原子炉水位を回復する 	高圧代替注水系 復水貯蔵タンク* 125V 蓄電池 2B	原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* 高圧代替注水系ポンプ出口流量 復水貯蔵タンク水位
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	<ul style="list-style-type: none"> 高圧・低圧注水機能喪失の確認及び常設代替交流電源設備による交流電源供給後、低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) を 2 台運転とし、中央制御室にて逃がし安全弁 (自動減圧機能) 6 個を手動開操作し原子炉を急速減圧する 	ガスタービン発電機 復水移送ポンプ* 逃がし安全弁 (自動減圧機能)* ガスタービン発電設備軽油タンク 軽油タンク	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力* 復水移送ポンプ出口圧力 タンクローリ

* : 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【 】 : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

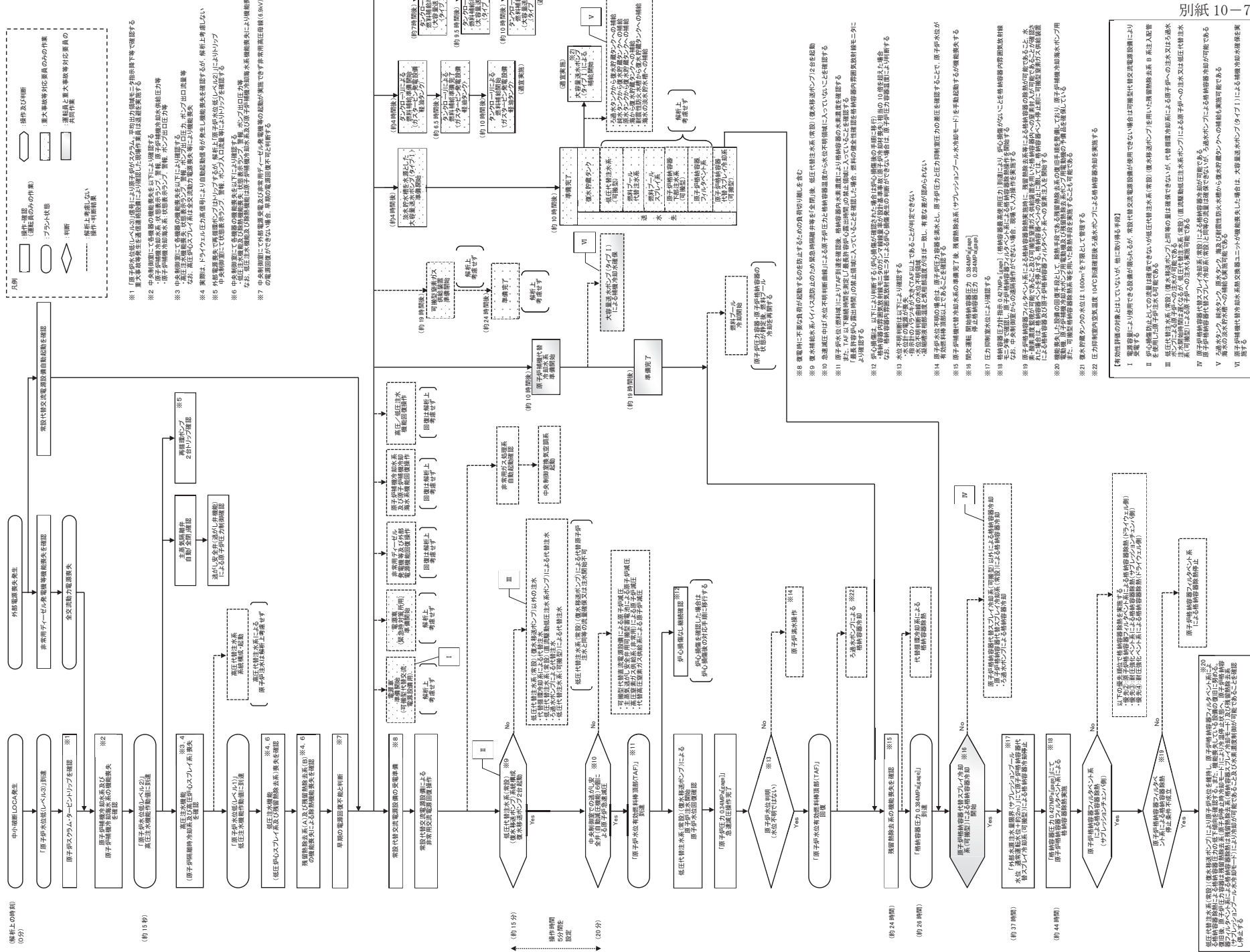
■ : 有効性評価上考慮しない操作

第 7.1.6-1 表 「LOCA 時注水機能喪失」の重大事故等対策について (2/2)

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備	
		常設設備	可搬型設備
低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉注水	<ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁 (自動減圧機能) による原子炉急速減圧により, 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) の系統圧力を下回ると原子炉注水が開始され, 原子炉水位が回復する。原子炉水位は原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する 	ガスタービン発電機 復水移送ポンプ* 復水貯蔵タンク* ガスタービン発電設備軽油タンク 軽油タンク	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力* 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量) 復水貯蔵タンク水位
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器冷却	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器圧力が 0.384MPa [gage] に到達した場合, 大容量送水ポンプ (タイプ I) を用いた原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) により格納容器冷却を実施する ・格納容器圧力が 0.284MPa [gage] まで降下した場合又は外部水源注水量限界 (サブプレッションポンプルール水位が通常運転水位 + 約 2m) に到達した場合は, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器冷却を停止する 	軽油タンク	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力 原子炉格納容器代替スプレイ流量 圧力抑制室水位
原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱	<ul style="list-style-type: none"> ・外部水源注水量限界 (サブプレッションポンプルール水位が通常運転水位 + 約 2m) に到達後, 格納容器圧力が 0.427MPa [gage] (1Pd) に到達した場合, 原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱を実施する 	ガスタービン発電機 原子炉格納容器フィルタベント系 耐圧強化ベント系 ガスタービン発電設備軽油タンク 軽油タンク	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力 圧力抑制室水位 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)* フィルタ装置水位 (広帯域) フィルタ装置入口圧力 (広帯域) フィルタ装置出口圧力 (広帯域) フィルタ装置出口放射線モニタ

*: 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 7.1.6-4 図 「LOCA時注水機能喪失」の対応手順の概要



頁	行	補正前	補正後
10-7-2-26	下4～下3	約20時間_の余裕がある_ことから、時間余裕がある。	約20時間 <u>以上</u> の余裕がある。 <u>また、格納容器圧力が限界圧力0.854MPa[gage]に到達するまでの時間は、事象発生から約51時間あり、約27時間以上の余裕があることから、時間余裕がある。</u>
10-7-2-28	下8	電源車_	電源車_ <u>(緊急時対策所用)</u>
10-7-2-28	下1	電源車_	電源車_ <u>(緊急時対策所用)</u>
10-7-2-37		第7.2.1.2-3図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」時の対応手順の概要（代替循環冷却系を使用する場合）	別紙10-7-2-1に変更する。
10-7-2-38		第7.2.1.2-4図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」時の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用する場合）	別紙10-7-2-2に変更する。
10-7-2-70	上3	電源車_	電源車_ <u>(緊急時対策所用)</u>
10-7-2-70	上11	電源車_	電源車_ <u>(緊急時対策所用)</u>
10-7-2-73		第7.2.1.3-1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用できない場合）(2/2)	別紙10-7-2-3に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
10-7-2-79		第7.2.1.3-4図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」時の対応手順の概要（代替循環冷却系を使用できない場合）（1/2）	別紙10-7-2-4に変更する。
10-7-2-81		第7.2.1.3-5図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」時の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用できない場合）	別紙10-7-2-5に変更する。
10-7-2-102	上6	<u>あたり</u>	<u>当たり</u>
10-7-2-120	上8	電源車_	電源車_（緊急時対策所用）
10-7-2-120	下9	電源車_	電源車_（緊急時対策所用）
10-7-2-122		第7.2.2-1表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について（1/3）	別紙10-7-2-6に変更する。
10-7-2-124		第7.2.2-1表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について（3/3）	別紙10-7-2-7に変更する。
10-7-2-132		第7.2.2-5図 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の対応手順の概要	別紙10-7-2-8に変更する。
10-7-2-133		第7.2.2-6図 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の作業と所要時間	別紙10-7-2-9に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
10-7-2-135		第7.2.2-9図 格納容器圧力の推移	別紙10-7-2-10に変更する。
10-7-2-140	上10～上11	深さを考慮して	深さを考慮し、「 <u>高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</u> 」に対する格納容器破損防止対策である逃がし安全弁（自動減圧機能）の原子炉減圧中における逃がし安全弁の環境緩和を考慮して
10-7-2-207	下10	余裕は大きくなる。 _	余裕は大きくなる。 <u>侵食は内側鋼板内に抑えられ、外側鋼板に影響はないことから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</u>
10-7-2-208	下7	原子炉格納容器バウンダリ機能を維持できる。	原子炉格納容器バウンダリ機能及び原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。

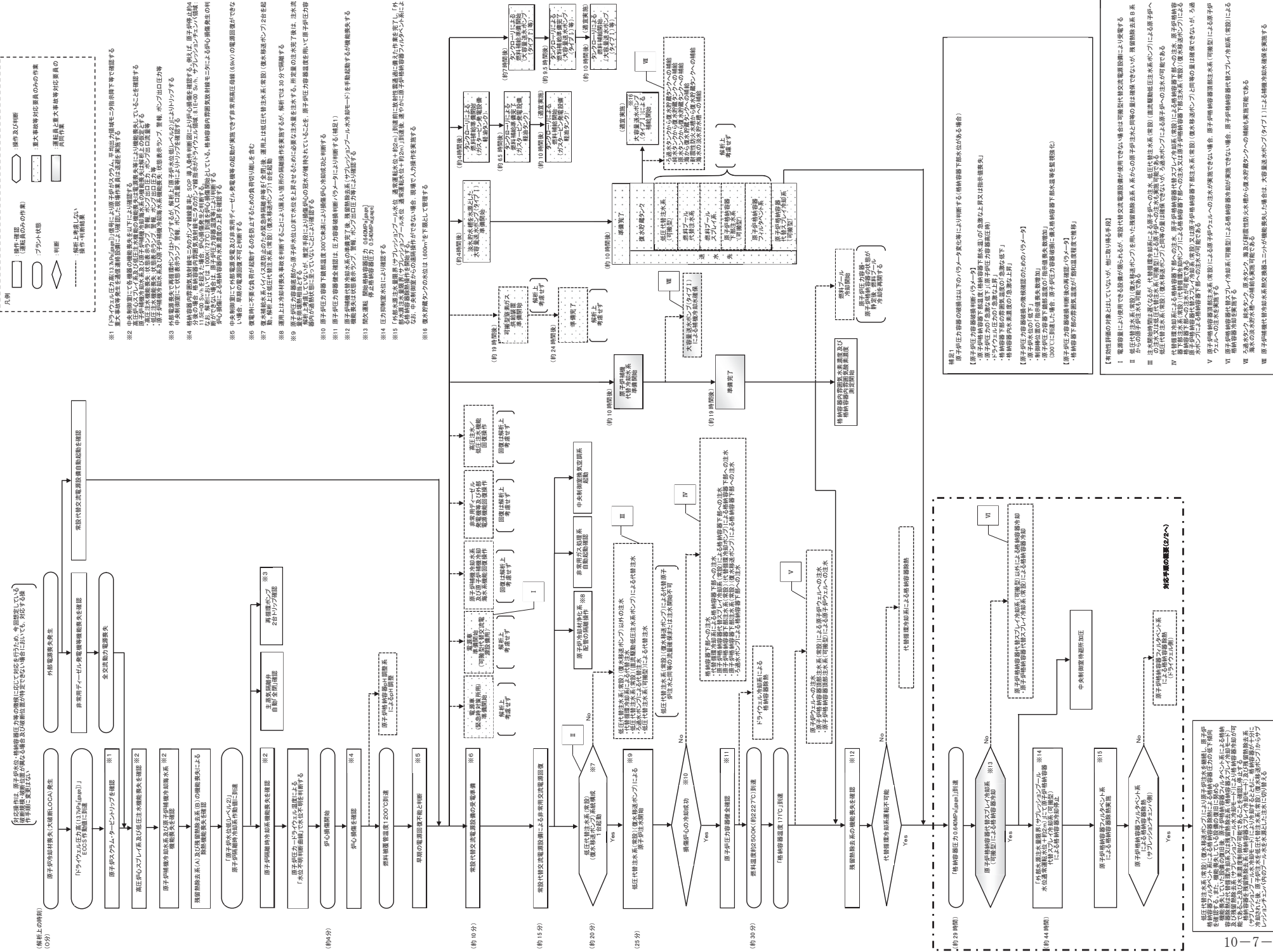
なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

第 7.2.1.3-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
 (代替循環冷却系を使用できない場合) (2/2)

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水	<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備による交流電源供給後、残留熱除去系 A 系配管を用いた低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水を開始する ドライウエル温度が原子炉圧力の飽和温度を超えた場合水位不明と判断する。水位不明判断後は、原子炉水位 L0 まで冠水させるために必要な量の注水を実施し、その後、崩壊熱除去に必要な注水量で注水を維持する 	ガスタービン発電機 復水移送ポンプ* 復水貯蔵タンク* ガスタービン発電設備軽油タンク 軽油タンク	大容量送水ポンプ(タイプ I) タンクローリ	ドライウエル温度 原子炉圧力(SA) 原子炉圧力* 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系) ドリフトライン洗浄流量 復水貯蔵タンク水位
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力が 0.640MPa[gage]に到達した場合、大容量送水ポンプ(タイプ I)を用いた原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)により格納容器冷却を実施する 格納容器圧力が 0.540MPa[gage]まで降下した場合又は外部水源注水量限界(サブプレッションポンプ)水位が通常運転水位+約 2m)に到達した場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却を停止する 	軽油タンク	大容量送水ポンプ(タイプ I) タンクローリ	ドライウエル温度 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力 原子炉格納容器代替スプレイ流量 圧力抑制室水位
原子炉格納容器フィルタバント系による格納容器除熱	<ul style="list-style-type: none"> 外部水源注水量限界(サブプレッションポンプ)水位が通常運転水位+約 2m)に到達後、原子炉格納容器フィルタバント系による格納容器除熱を実施する 	ガスタービン発電機 原子炉格納容器フィルタバント系 ガスタービン発電設備軽油タンク 軽油タンク	タンクローリ	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力 圧力抑制室水位 フィルタ装置水位(広帯域) フィルタ装置入口圧力(広帯域) フィルタ装置出口圧力(広帯域) フィルタ装置出口放射線モニタ

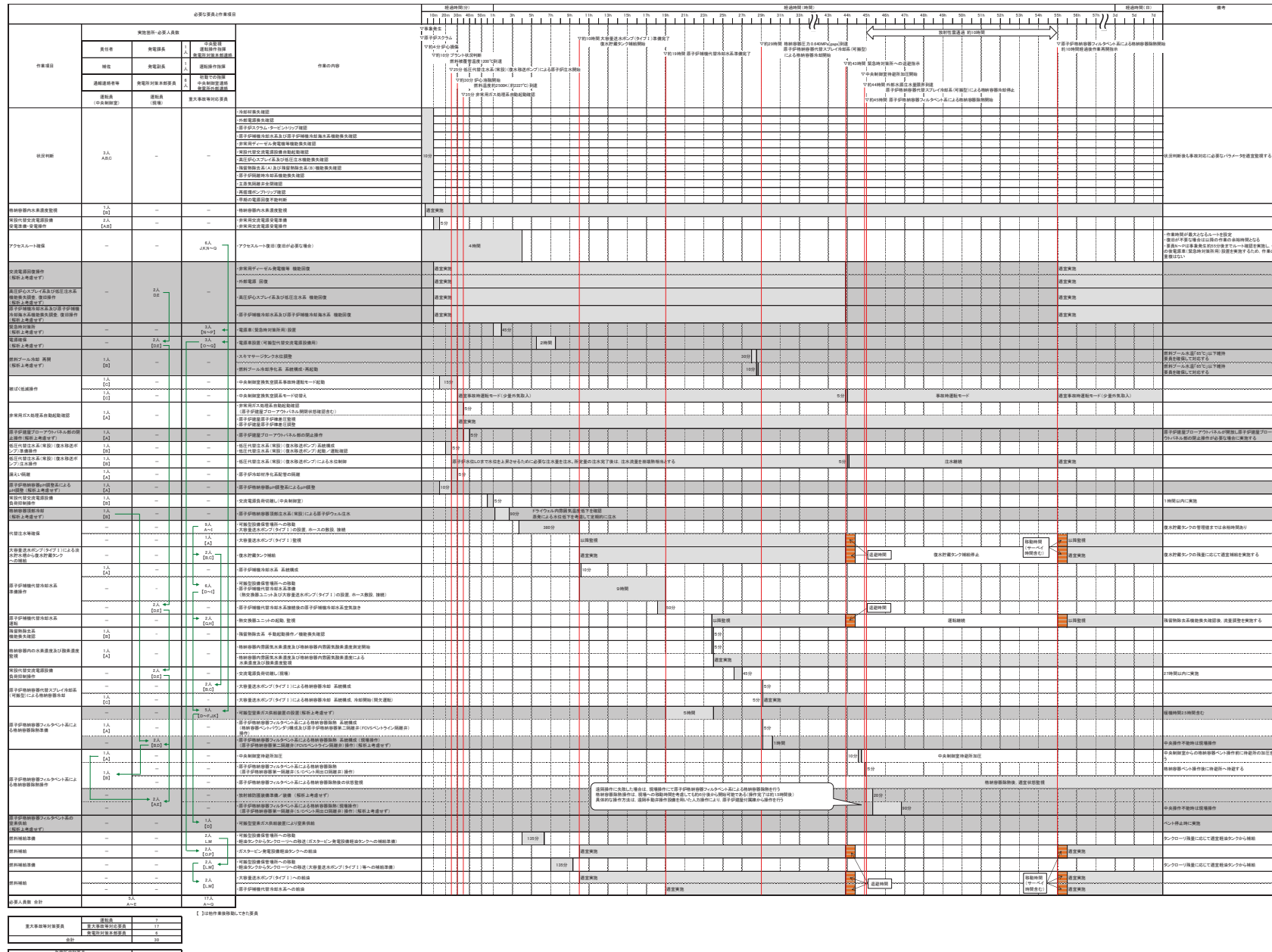
*: 既許可の対象となっていない設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 7.2.1.3-4 図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」時の対応手順の概要
(代替循環冷却系を使用できない場合) (1/2)



格納容器フィルタベンション（保冷・格納容器下部・原子炉圧力・格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷」発生時、本手順に従って対応する。本手順は、原子炉圧力・格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷」発生時の対応手順を示す。本手順は、原子炉圧力・格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷」発生時の対応手順を示す。本手順は、原子炉圧力・格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷」発生時の対応手順を示す。

- ※1 1ライウエイが圧力(13.3kPa(g))検知により原子炉がスクラム、平均出力が格納容器破損モードで検知する。重大事故等対応要員の対応を実施する。
- ※2 中央制御室にて格納容器破損モードの発生を確認する。SOP 格納容器破損モードによる原子炉圧力・格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷」発生時の対応手順に従って対応する。
- ※3 中央制御室にて格納容器破損モードの発生を確認する。SOP 格納容器破損モードによる原子炉圧力・格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷」発生時の対応手順に従って対応する。
- ※4 格納容器破損モード発生時、原子炉圧力・格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷」発生時の対応手順に従って対応する。
- ※5 中央制御室にて格納容器破損モードの発生を確認する。SOP 格納容器破損モードによる原子炉圧力・格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷」発生時の対応手順に従って対応する。
- ※6 電機制御に不安の発生が検知するのを防ぐための負荷切り直しを含む。
- ※7 重大事故等発生後、原子炉圧力・格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷」発生時の対応手順に従って対応する。
- ※8 原子炉圧力・格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷」発生時の対応手順に従って対応する。
- ※9 原子炉圧力・格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷」発生時の対応手順に従って対応する。
- ※10 原子炉圧力・格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷」発生時の対応手順に従って対応する。
- ※11 原子炉圧力・格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷」発生時の対応手順に従って対応する。
- ※12 原子炉圧力・格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷」発生時の対応手順に従って対応する。
- ※13 原子炉圧力・格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷」発生時の対応手順に従って対応する。
- ※14 原子炉圧力・格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷」発生時の対応手順に従って対応する。
- ※15 原子炉圧力・格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷」発生時の対応手順に従って対応する。
- ※16 原子炉圧力・格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷」発生時の対応手順に従って対応する。



第 7.2.2-1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について (1/3)

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備	
		常設設備	可搬型設備
外部電源喪失及び原子炉スクラム確認	<ul style="list-style-type: none"> 運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故 (LOCA) 又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。また、運転時の異常な過渡変化又は原子炉冷却材喪失事故 (LOCA) が発生した場合、同時に外部電源喪失が発生したことを確認する 	<p>【非常用ディーゼル発電機】* 軽油タンク</p>	<p>平均出力領域モニタ* 起動領域モニタ*</p>
高圧・低圧注水機能喪失確認※	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位で ECCS 等の自動起動信号が発生するが、全ての ECCS 等が機能喪失していることを確認する 	—	<p>原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* 【原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量】* 【高圧炉心スプレイスポンプ出口流量】* 【低圧炉心スプレイスポンプ出口圧力】* 【残留熱除去系ポンプ出口圧力】*</p>
高圧代替注水系による原子炉注水	<ul style="list-style-type: none"> 高圧注水機能喪失確認後、高圧代替注水系を起動し、原子炉水位を回復する 	<p>高圧代替注水系 復水貯蔵タンク*</p>	<p>原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* 高圧代替注水系ポンプ出口流量 復水貯蔵タンク水位</p>
炉心損傷確認	<ul style="list-style-type: none"> 高圧・低圧注水機能喪失により原子炉水位が更に低下し、炉心が露出し、炉心損傷したことを格納容器内雰囲気放射線モニタにより確認する 炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素が発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度を確認する 	—	<p>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)* 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)</p>

* : 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【】 : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

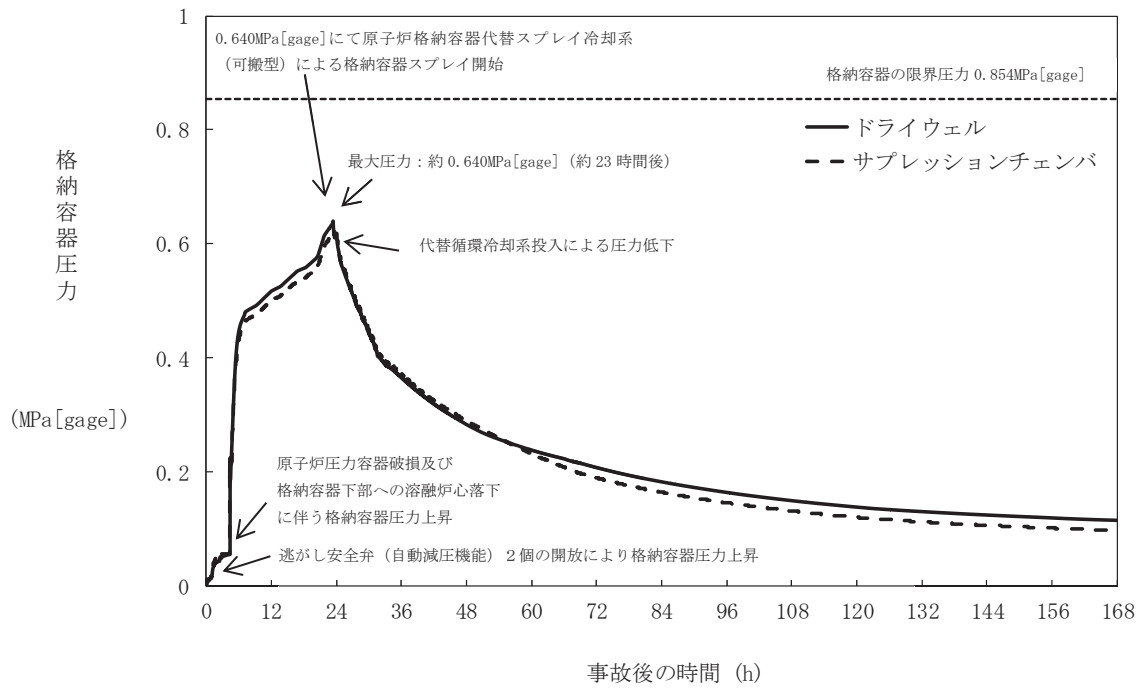
■ : 有効評価上考慮しない操作

※ ECCS 等による原子炉注水ができない状態。高圧炉心スプレイス系、低圧炉心スプレイス系、残留熱除去系 (低圧注水モード) 及び原子炉隔離時冷却系の機能喪失が重畳する場合や高圧炉心スプレイス系及び原子炉隔離時冷却系並びに自動減圧系の機能喪失に伴い、低圧炉心スプレイス系及び残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水ができない場合

第 7.2.2-1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について (3/3)

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力が 0.640MPa [gage] に到達した場合、大容量送水ポンプ(タイプ I)を用いた原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)により格納容器冷却を実施する 格納容器圧力が 0.540MPa [gage] まで降下した場合又は外部水源注水量限界(サブレーションプール水位が通常運転水位+約 2m)に到達した場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却を停止する 	ガスタービン発電設備軽油タンク	大容量送水ポンプ(タイプ I) タンクローリ	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力 ドライウエル温度 原子炉格納容器代替スプレイ流量 圧力抑制室水位
代替循環冷却系による溶融炉心冷却及び格納容器除熱	<ul style="list-style-type: none"> 代替循環冷却系の運転準備が完了した後、原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系による格納容器除熱を開始するとともに原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却及び原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)による格納容器下部注水を停止する。代替循環冷却系の循環流量は、代替循環冷却ポンプ出口流量及び残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量)を用いて、原子炉注入弁と格納容器スプレイ弁を中央制御室からの遠隔操作により原子炉注水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ連続で原子炉注水及び格納容器スプレイを実施する 水の放射線分解により水素及び酸素が発生することから、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する 	代替循環冷却ポンプ サブレーションチェンバ* ガスタービン発電設備軽油タンク	原子炉補機代替冷却水系 タンクローリ	代替循環冷却ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量) 原子炉格納容器代替スプレイ流量 原子炉格納容器下部注水流量 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力 ドライウエル温度 サブレーションプール水温度 圧力抑制室水位 格納容器内水素濃度(D/W) 格納容器内酸素濃度(S/C) 格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内雰囲気酸素濃度*

*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの



第 7.2.2-9 図 格納容器圧力の推移

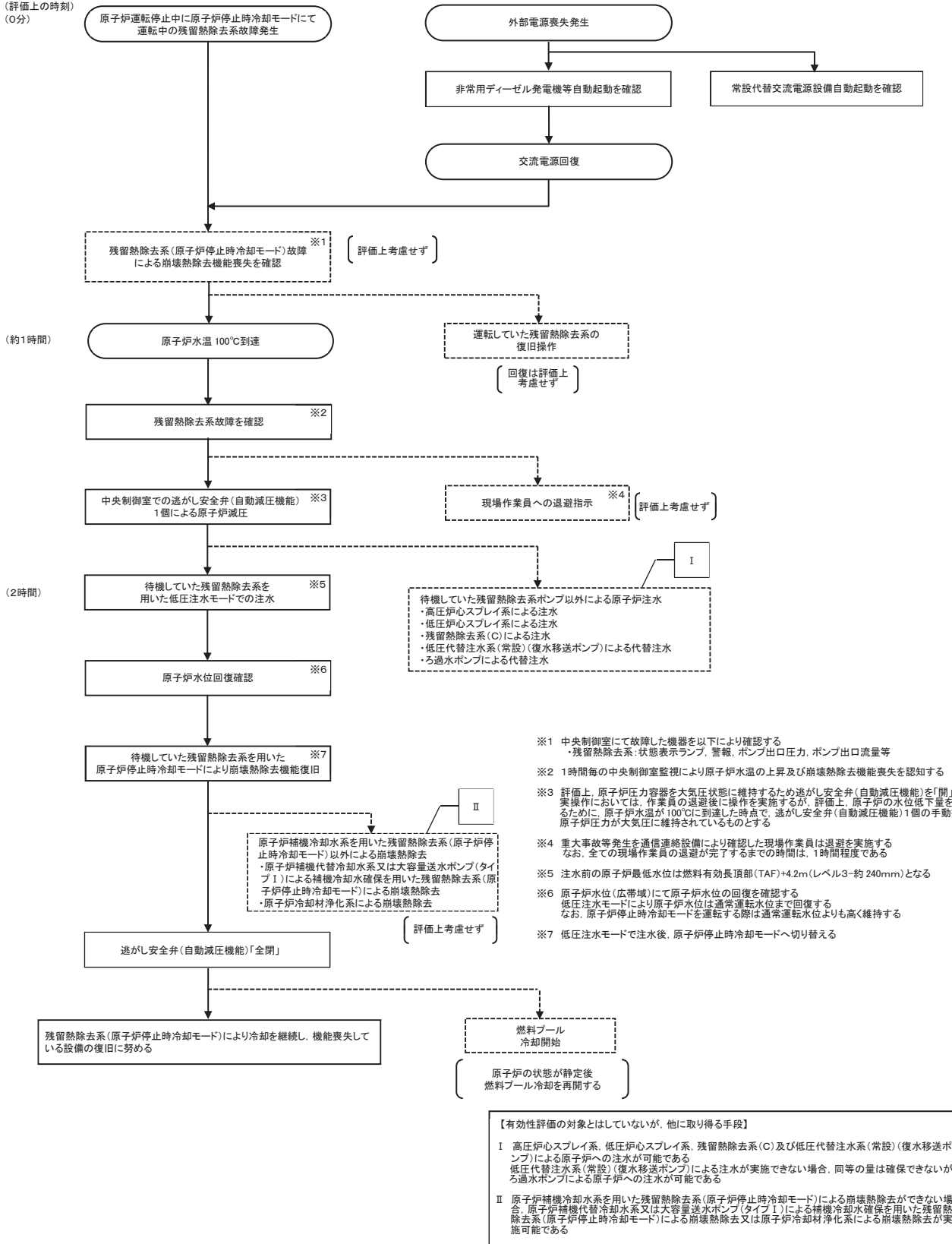
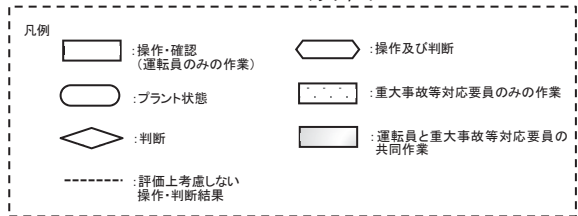
頁	行	補正前	補正後
10-7-3-16	下 9	電源車_	電源車_ (緊急時対策所用)
10-7-3-17	上 1	電源車_	電源車_ (緊急時対策所用)
10-7-3-44	上 11	電源車_	電源車_ (緊急時対策所用)
10-7-3-44	下 5	電源車_	電源車_ (緊急時対策所用)

なお、頁は、令和元年 9 月 19 日付け、東北電原技第 3 号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
10-7-4-17	上 8	電源車_	電源車_ (緊急時対策所用)
10-7-4-17	下 8	電源車_	電源車_ (緊急時対策所用)
10-7-4-23		第7.4.1-3図 「崩壊熱除去機能喪失」の対応手順の概要	別紙10-7-4-1に変更する。
10-7-4-44	上 1	電源車_	電源車_ (緊急時対策所用)
10-7-4-44	上 9	電源車_	電源車_ (緊急時対策所用)
10-7-4-50		第7.4.2-3図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要	別紙10-7-4-2に変更する。
10-7-4-51		第7.4.2-4図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間	別紙10-7-4-3に変更する。
10-7-4-59	上 5～上 6	<u>事象発生から安定状態に至る時間</u> に対して、	<u>炉心冠水が維持できるまで約2.2時間であるの</u> に対して、
10-7-4-64	上 3～上 4	事象発生20分後に認知が可能である。	事象発生20分後に認知が可能であり、 <u>事象発生30分後に原子炉注水が可能となる。</u>
10-7-4-67	下 2	電源車_	電源車_ (緊急時対策所用)
10-7-4-68	上 8	電源車_	電源車_ (緊急時対策所用)
10-7-4-74		第7.4.3-3図 「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要	別紙10-7-4-4に変更する。

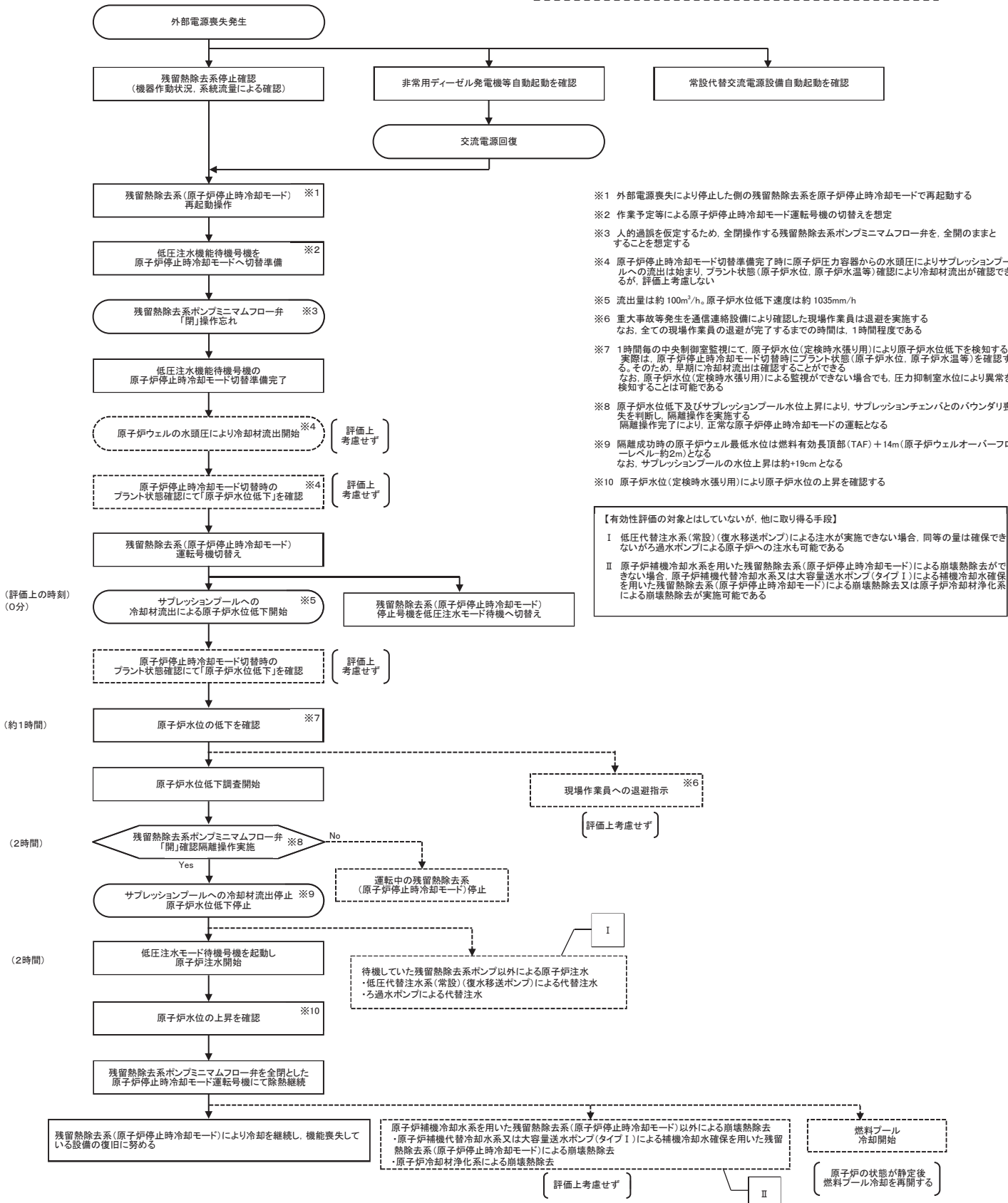
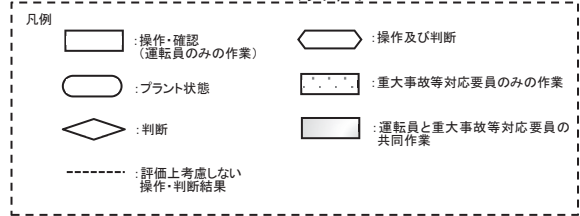
なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

プラント前提条件
 ・プラント停止1日後
 ・原子炉圧力容器閉鎖中
 ・原子炉格納容器開放中
 ・主蒸気隔離弁全開
 ・全ての非常用ディーゼル発電機等 待機中
 ・残留熱除去系(A)(原子炉停止時冷却モード) 運転中
 ・残留熱除去系(B)(低圧注水モード) 待機中
 ・残留熱除去系(C)(低圧注水モード) 待機中
 ・原子炉水位「通常運転水位」(通常、原子炉停止時冷却モード運転時は+150mm以上)



第 7.4.1-3 図 「崩壊熱除去機能喪失」の対応手順の概要
 10-7-4-2

プラント前提条件
 ・原子炉ウエル満水
 ・全燃料装荷 & プールゲート「閉」
 ・残留熱除去系(A)(原子炉停止時冷却モード) 運転中
 ・残留熱除去系(B)(低圧注水モード) 待機中
 ・残留熱除去系(C)点検に伴い待機除外中



第 7.4.3-3 図 「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要

頁	行	補正前	補正後
10-7-5-2	下7	電源車_	電源車_ (緊急時対策所用)
10-7-5-3	下11	電源車_	電源車_ (緊急時対策所用)
10-7-5-3	下10	電源車_	電源車_ (緊急時対策所用)
10-7-5-4	下7～下3	「7.1.3.1 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗) + H P C S 失敗」, 「7.1.3.2 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗) + 高圧注水失敗」, 「7.1.3.3 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗) + 直流電源喪失」, 「7.1.3.4 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗) + S R V 再開失敗+H P C S 失敗」,	「7.1.3.1 全交流動力電源喪失 (長期TB)」, 「7.1.3.2 全交流動力電源喪失 (T B U)」, 「7.1.3.3 全交流動力電源喪失 (T B D)」, 「7.1.3.4 全交流動力電源喪失 (T B P)」,
10-7-5-7	下7	電源車_	電源車_ (緊急時対策所用)
10-7-5-8	上2～上6	「7.1.3.1 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗) + H P C S 失敗」, 「7.1.3.2 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗) + 高圧注水失敗」, 「7.1.3.3 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗) + 直流電源喪失」, 「7.1.3.4 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗) + S R V 再開失敗+H P C S 失敗」,	「7.1.3.1 全交流動力電源喪失 (長期TB)」, 「7.1.3.2 全交流動力電源喪失 (T B U)」, 「7.1.3.3 全交流動力電源喪失 (T B D)」, 「7.1.3.4 全交流動力電源喪失 (T B P)」,
10-7-5-8	下5	電源車_	電源車_ (緊急時対策所用)

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
10-7-5-9	下4～下3	「7.1.3.3 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗) + 直流電源喪失」	「7.1.3.3 全交流動力電源喪失(TBD)」

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

添付書類十（追補1）の一部補正

追補1「1.1」を以下のとおり補正する。

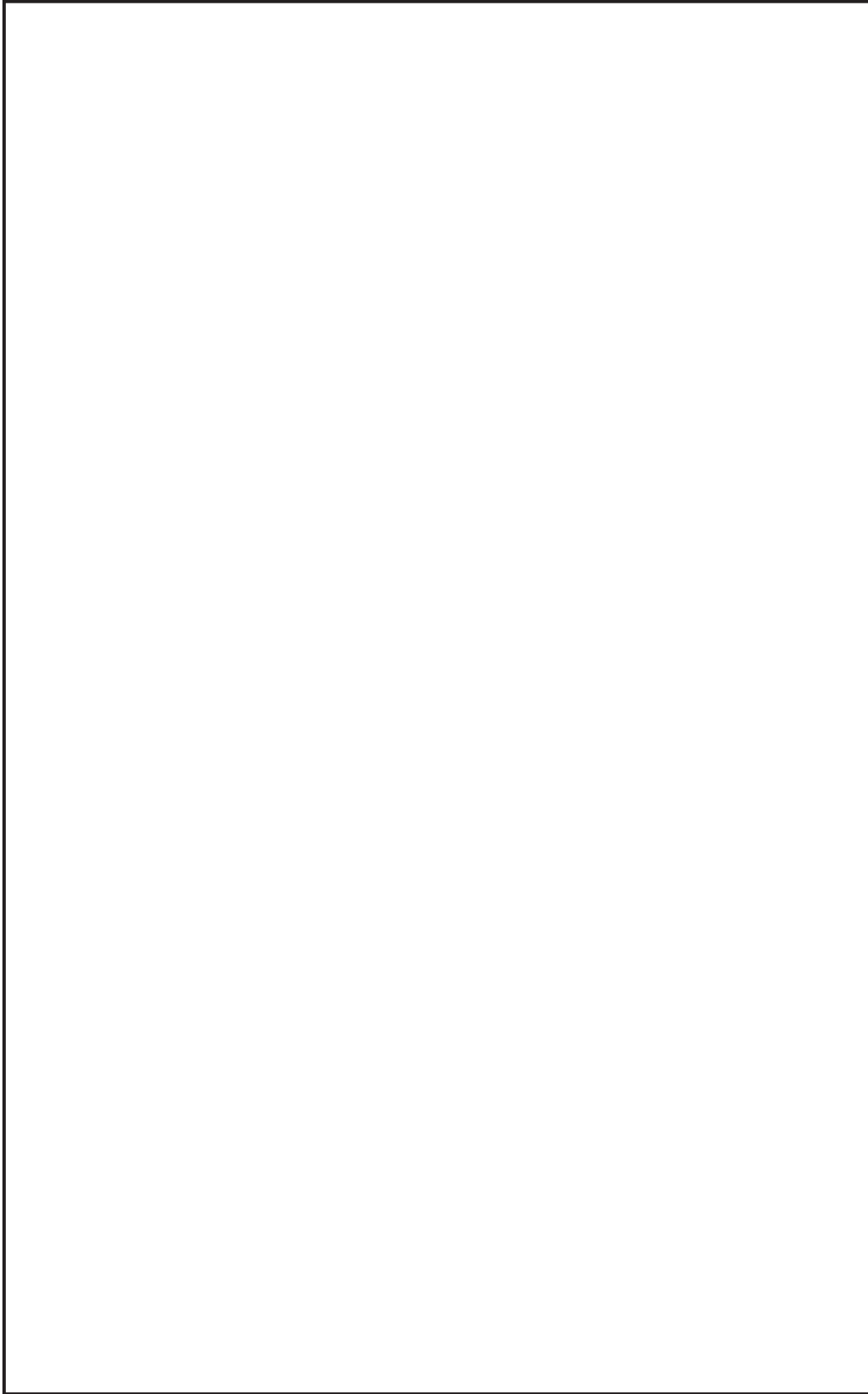
頁	行	補正前	補正後
1.1-11	下7～下6	主スクラム回路を共有しているため、 <u>重大事故等対処設備とは位置付けない。</u>	主スクラム回路を共有している <u>ものの、制御棒を挿入する手段として有効である。</u>
1.1-12	下12～下11	<u>制御棒を手動にて挿入する手段として有効である。</u>	<u>原子炉出力を抑制する手段として有効である。</u>
1.1-12	下5	・原子炉圧力容器内の水位低下操作で使用する設備_	・原子炉圧力容器内の水位低下操作で使用する設備 <u>(給水制御系、給水系等)</u>
1.1-30		第1.1-4図 非常時操作手順書(徴候ベース)「反応度制御」における発電用原子炉の緊急停止対応フロー	別紙-追補1-1.1-1に変更する。
1.1-31		第1.1-5図 非常時操作手順書(徴候ベース)「S/P温度制御」における対応フロー	別紙-追補1-1.1-2に変更する。
1.1-32		第1.1-6図 ほう酸水注入系ポンプによるほう酸水注入概要図	別紙-追補1-1.1-3に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。



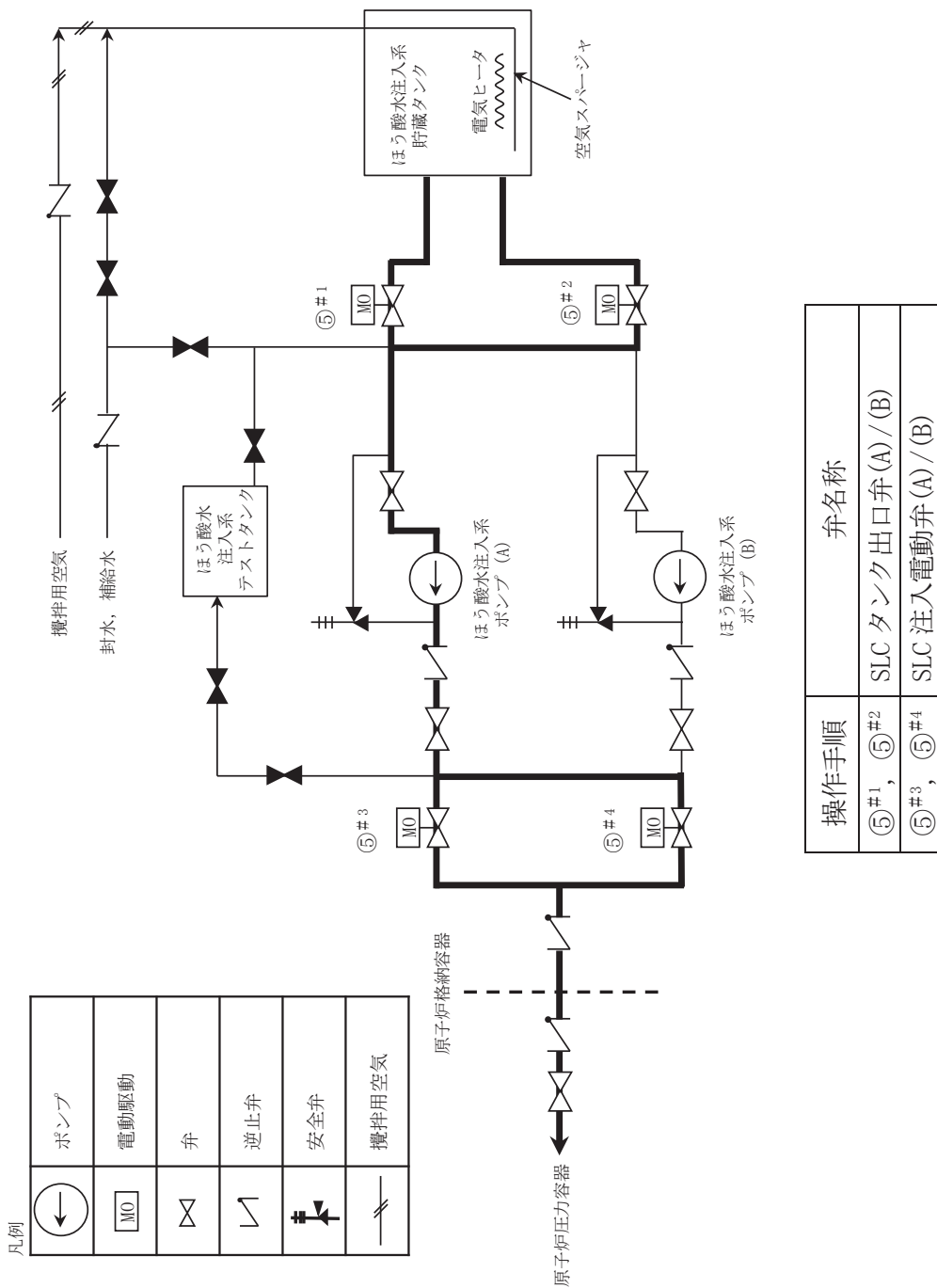
第 1.1-4 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「反応度制御」における発電用原子炉の緊急停止対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.1-5 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「S/P 温度制御」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



#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弁があることを示す。

第 1.1-6 図 ほう酸水注入系ポンプによるほう酸水注入 概要図

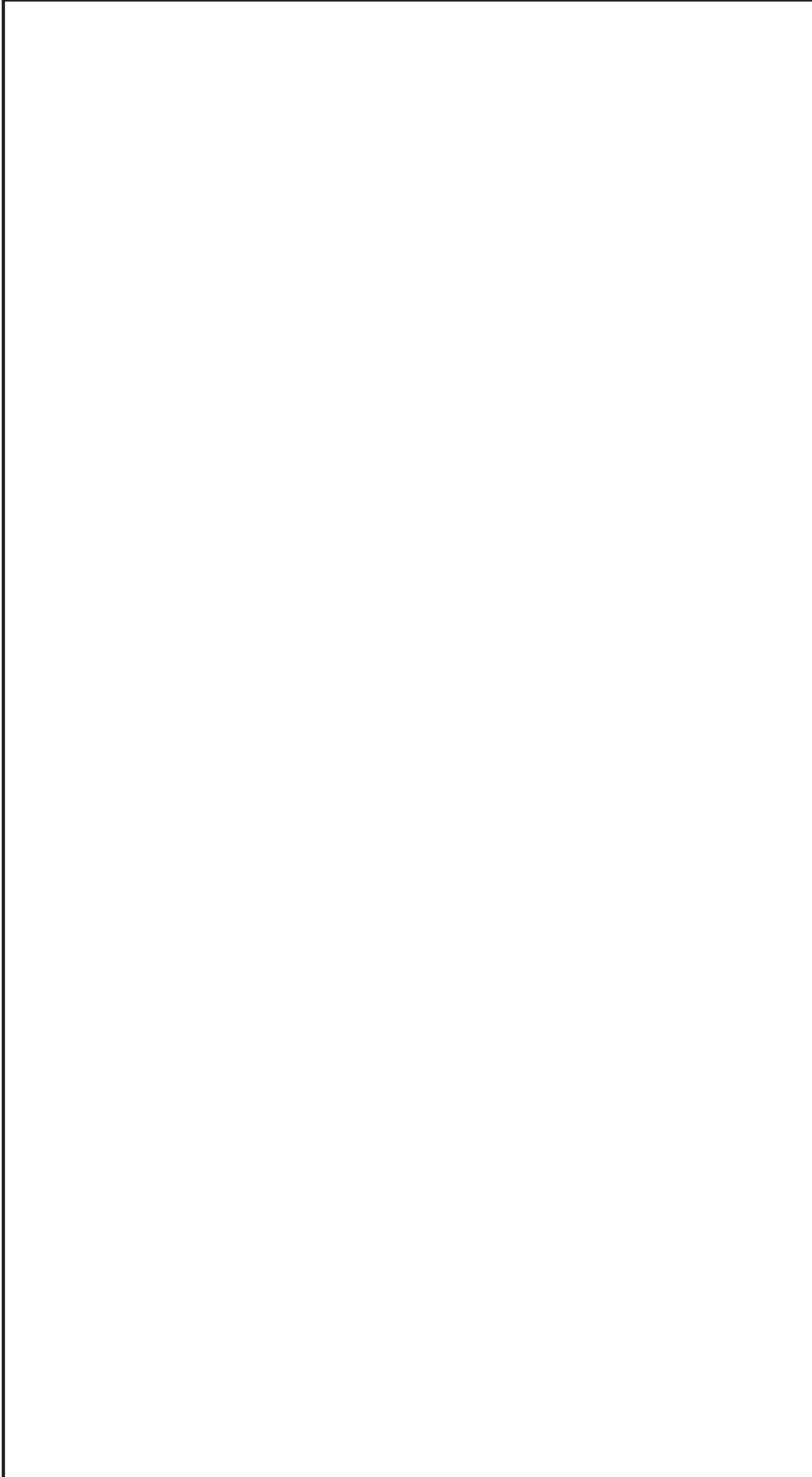
追補1「1.2」を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
1.2-20	上12～上15	発電用原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、加えて純水補給水系の耐震性が確保されていないが、 <u>原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段として有効である。</u>	発電用原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、加えて純水補給水系の耐震性が確保されていないが、 <u>水源を純水補給水系に切替えることができれば、ほう酸水注入系による原子炉への注水が可能となるため、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段として有効である。</u>
1.2-60		第1.2-2図 非常時操作手順書（徴候ベース）「水位確保」における対応フロー	別紙－追補1－1.2-1に変更する。
1.2-61		第1.2-3図 非常時操作手順書（徴候ベース）「水位回復」における対応フロー	別紙－追補1－1.2-2に変更する。
1.2-66		第1.2-8図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 概要図	別紙－追補1－1.2-3に変更する。
1.2-67		第1.2-9図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動（排水処理）概要図	別紙－追補1－1.2-4に変更する。
1.2-69		第1.2-11図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注入（ほう酸水注入系貯蔵タンク使用）概要図	別紙－追補1－1.2-5に変更する。
1.2-70		第1.2-12図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水（純水補給水系使用）概要図	別紙－追補1－1.2-6に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.2-75		第1.2-18図 高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水 概要(1/2) (高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水)	別紙-追補1-1.2-7に変更する。
1.2-76		第1.2-18図 高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水 概要図(2/2) (高圧炉心スプレイ系の水源切替(サブプレッションチェンバから復水貯蔵タンク))	別紙-追補1-1.2-8に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。



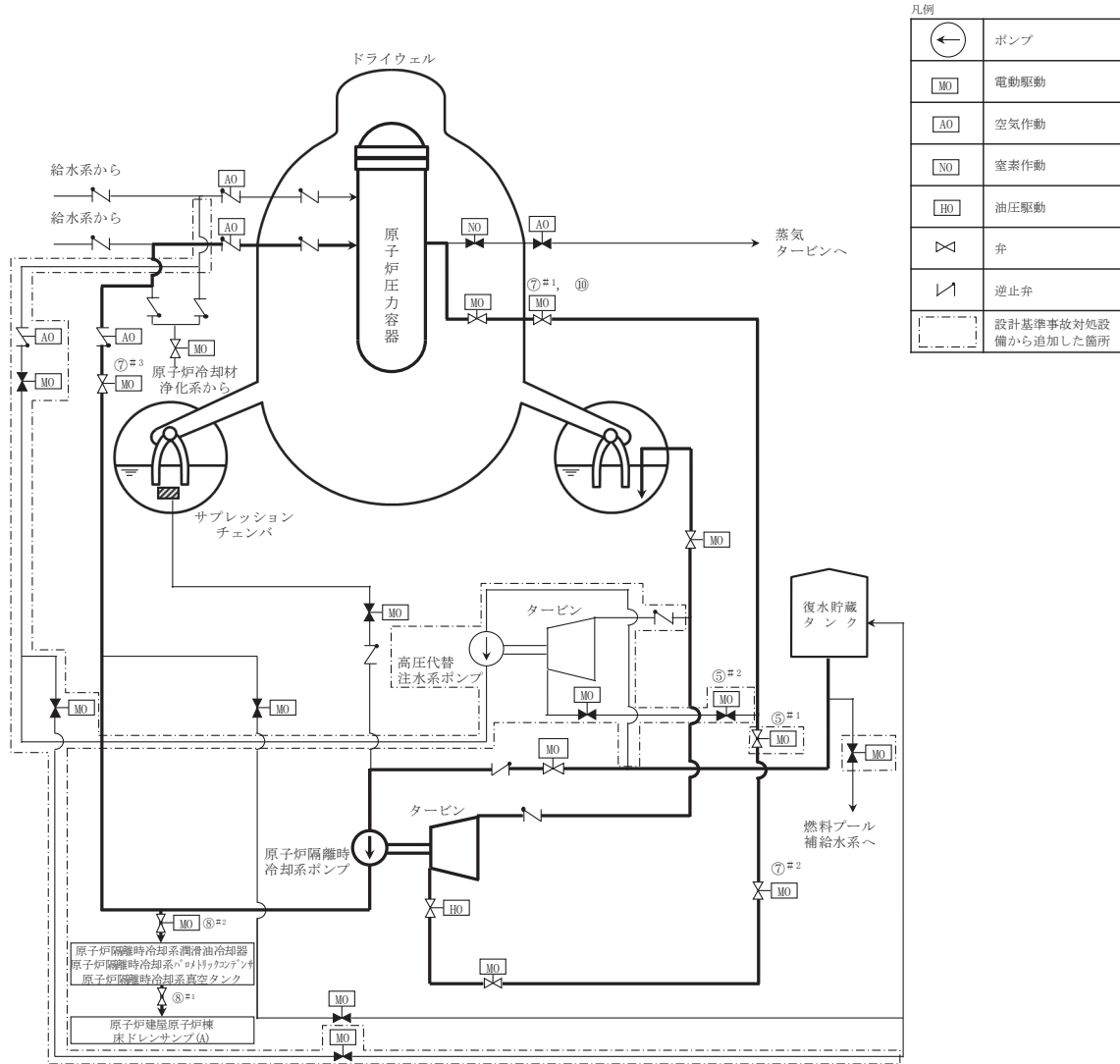
第 1.2-2 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「水位確保」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.2-3 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「水位回復」における対応フロー

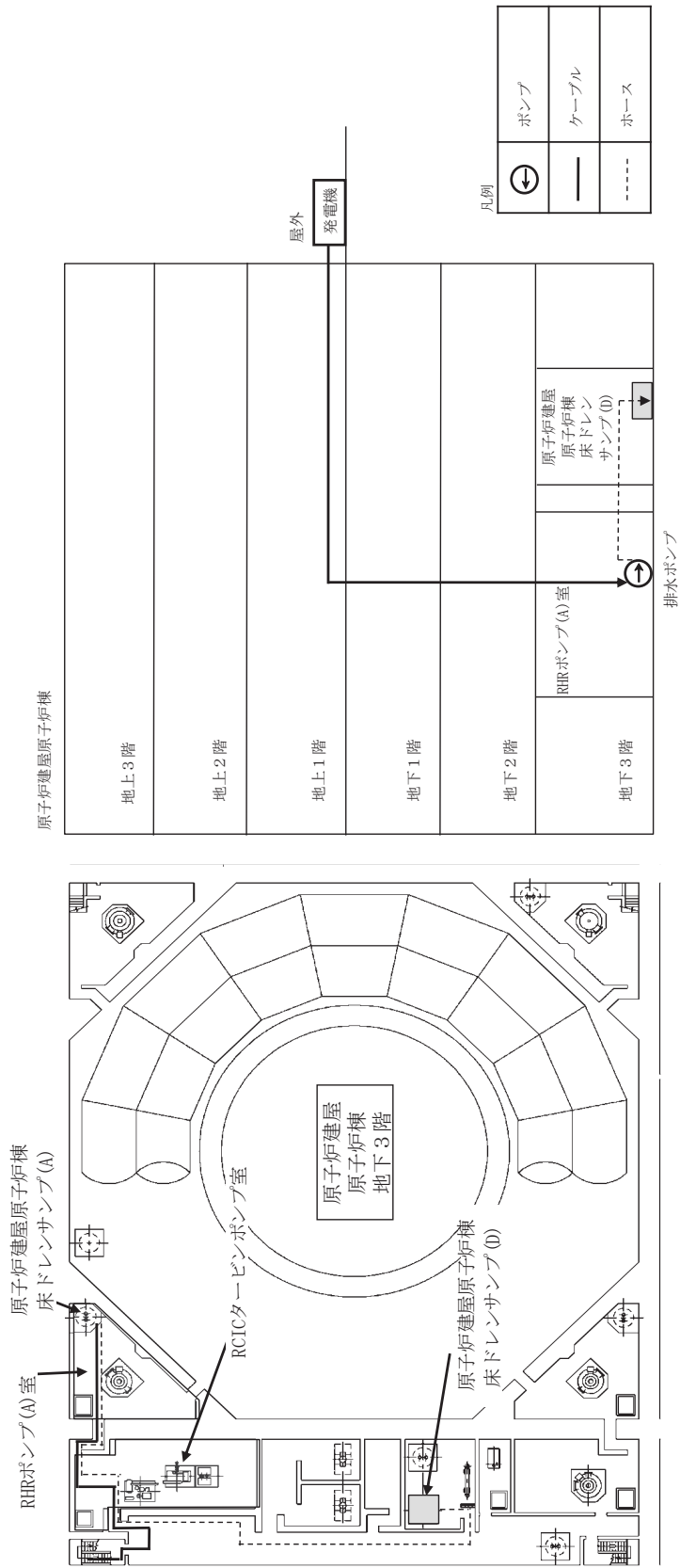
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



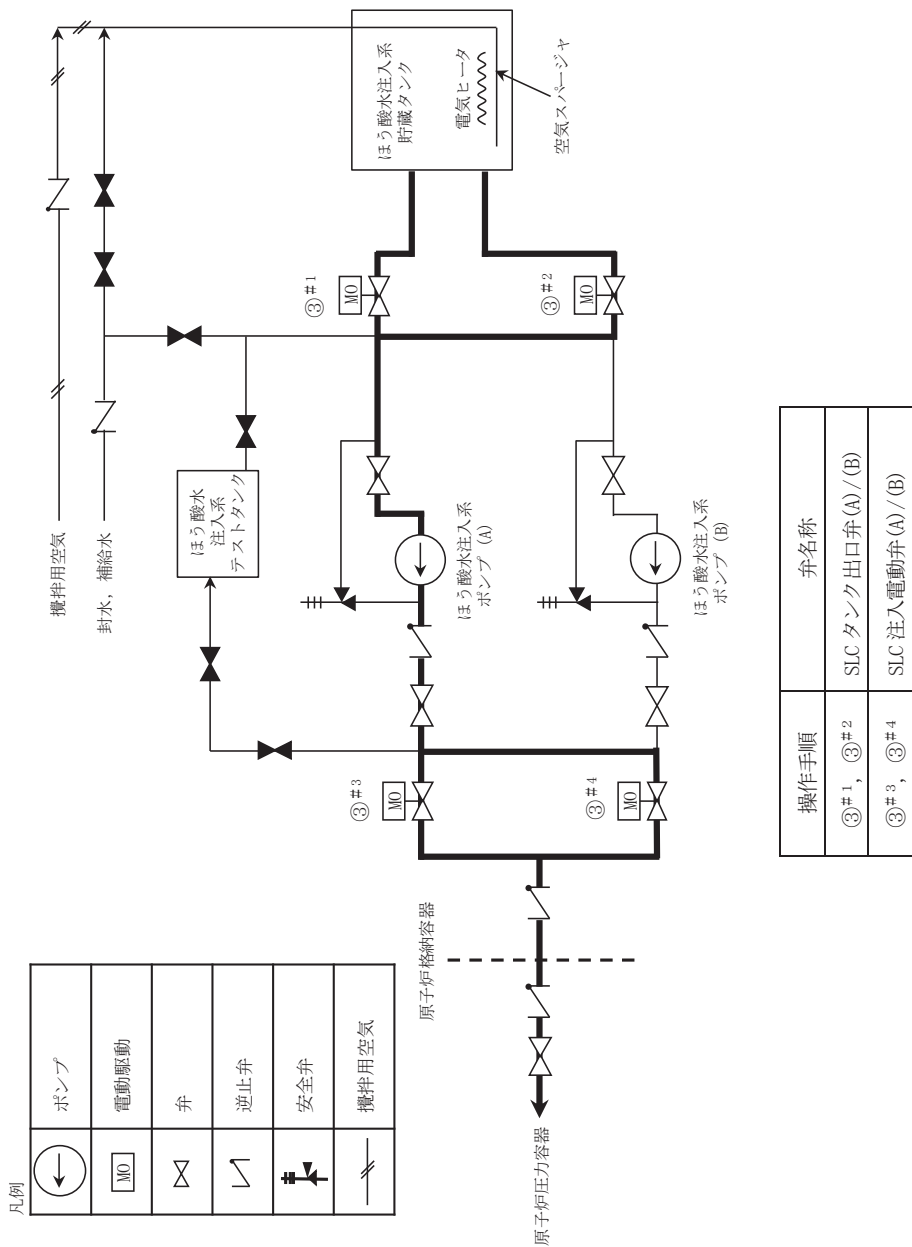
操作手順	弁名称
⑤ #1	RCIC 蒸気供給ライン分離弁
⑤ #2	HPAC 蒸気供給ライン分離弁
⑦ #1, ⑩	RCIC タービン入口蒸気ライン第二隔離弁
⑦ #2	RCIC タービン止め弁
⑦ #3	RCIC 注入弁
⑧ #1	RCIC 真空タンクドレン弁
⑧ #2	RCIC 冷却水ライン止め弁

#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弁があることを示す。

第 1.2-8 図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 概要図

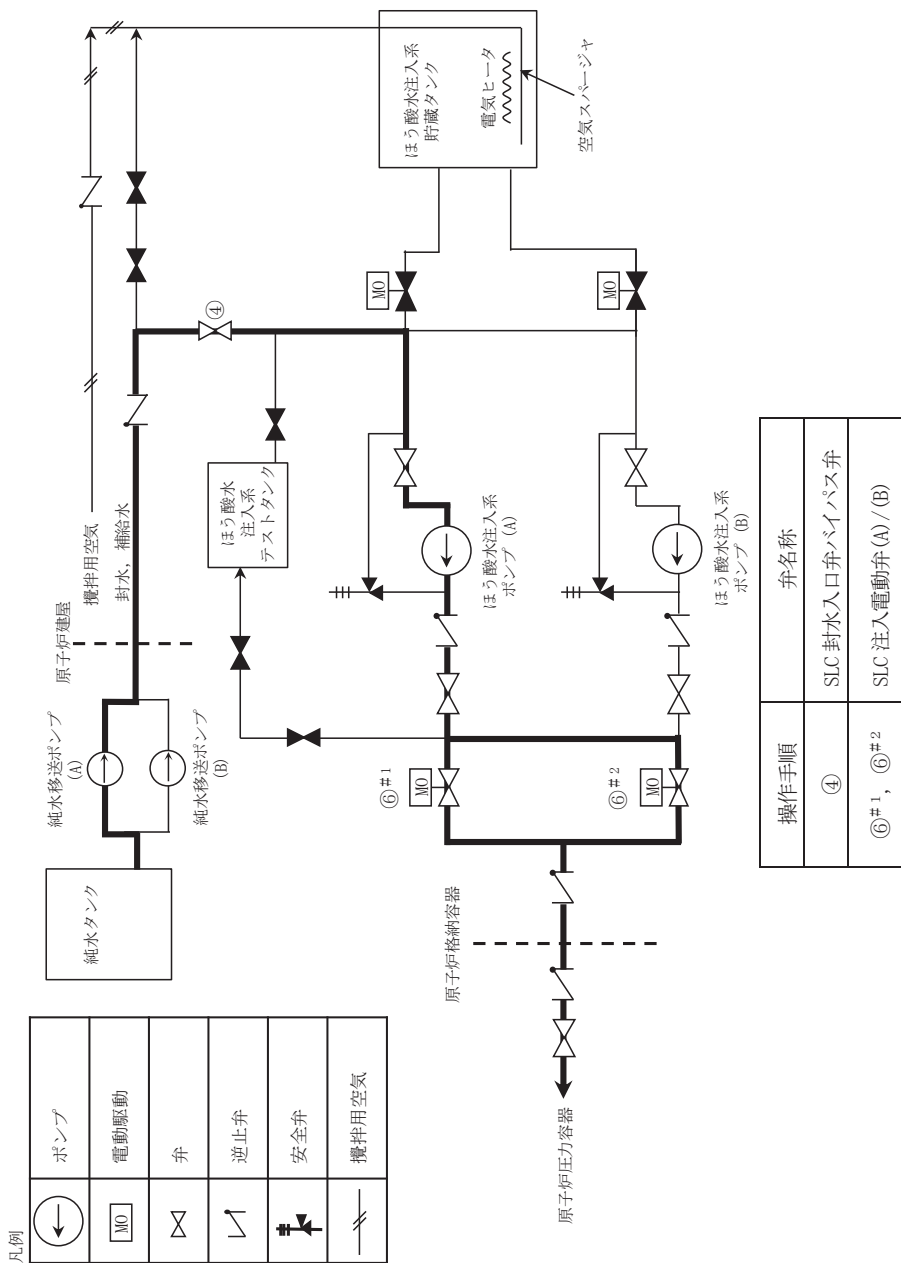


第 1.2-9 図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動（排水処理） 概要図



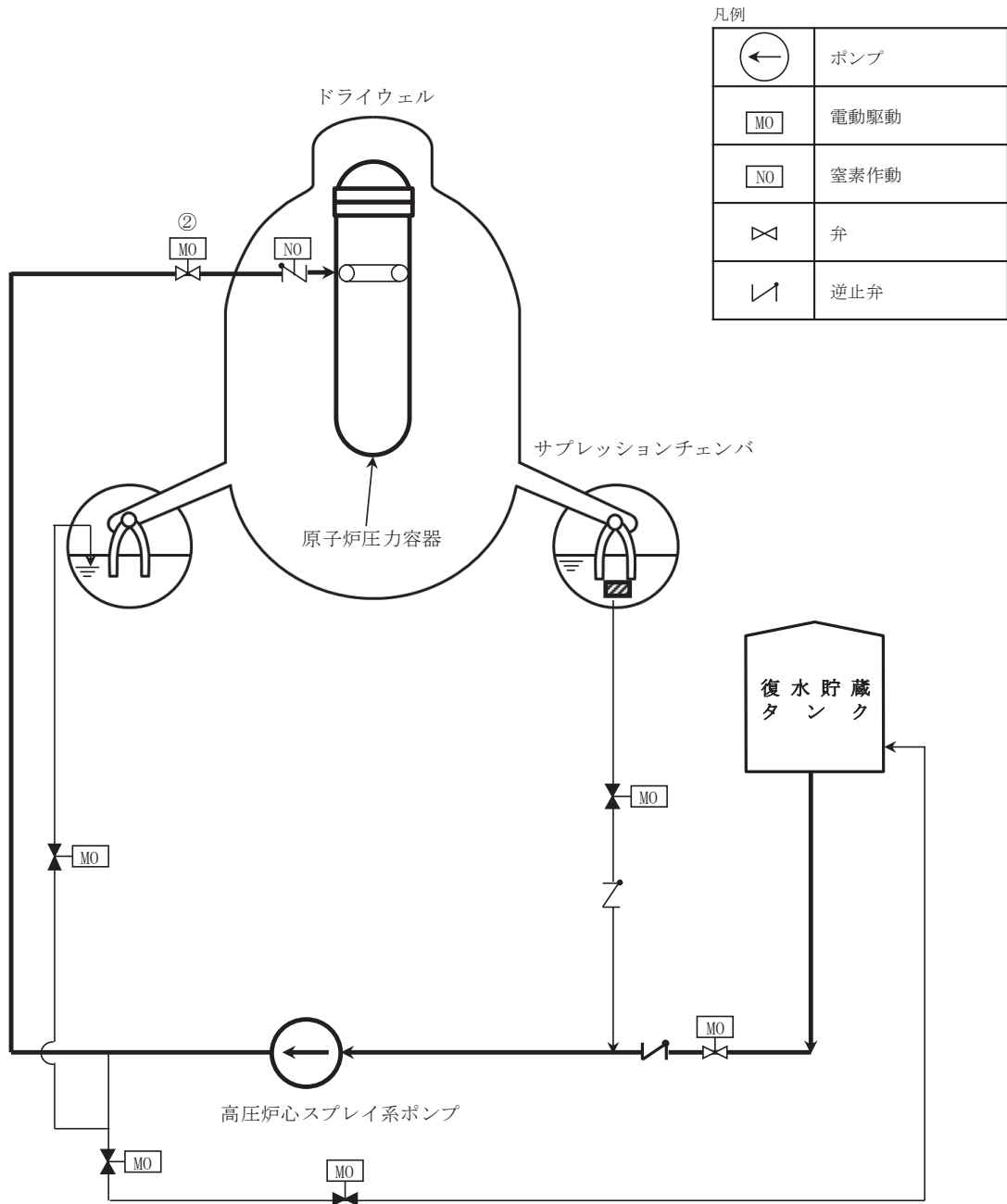
#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.2-11 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注入 (ほう酸水注入系貯蔵タンク使用) 概要図



#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弁があることを示す。

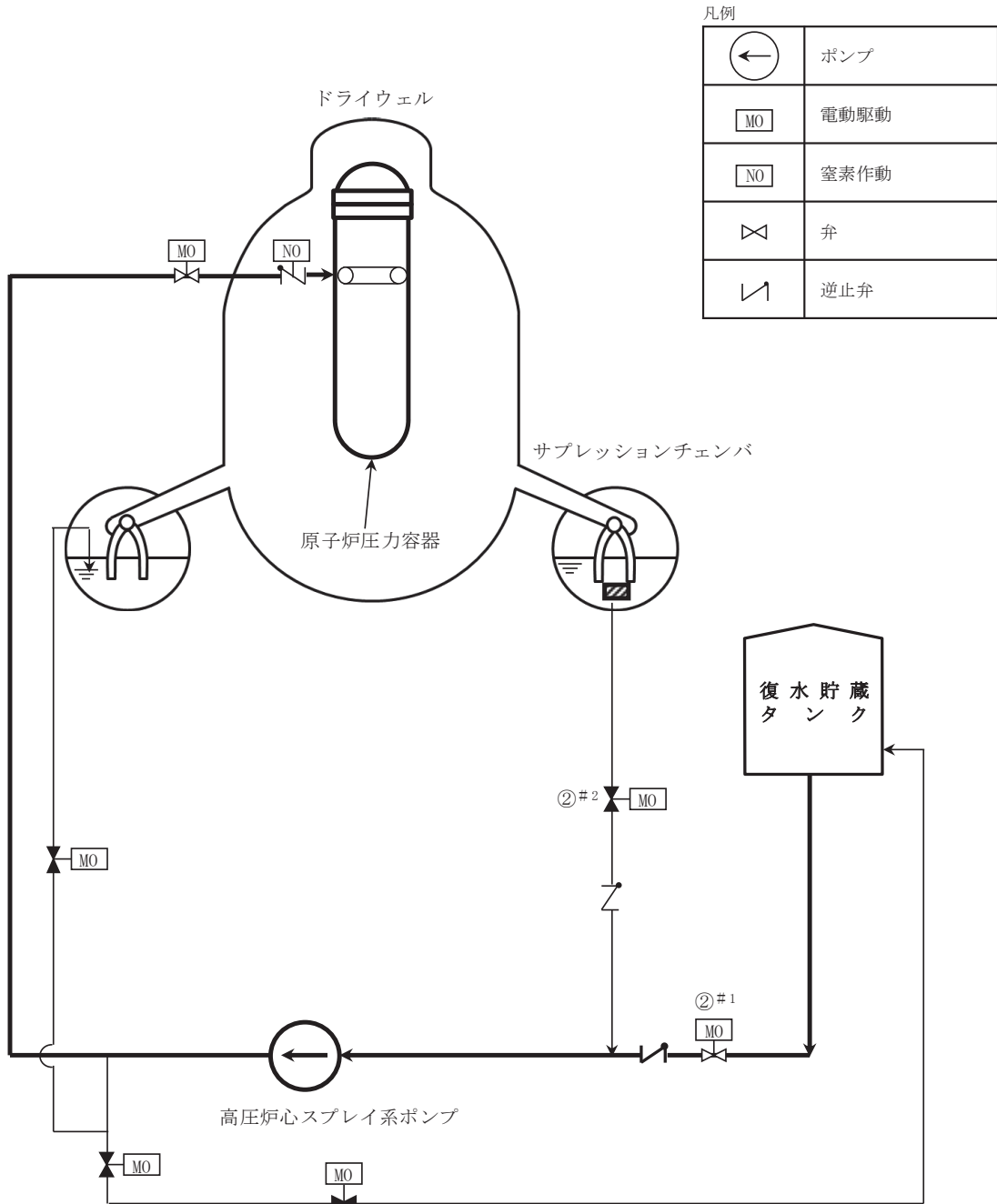
第 1.2-12 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水（純水補給水系使用） 概要図



操作手順	弁名称
②	HPCS 注入隔離弁

第 1.2-18 図 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 概要図(1/2)

(高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水)



操作手順	弁名称
②#1	HPCS ポンプ CST 吸込弁
②#2	HPCS ポンプ S/C 吸込弁

#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弁があることを示す。

第 1.2-18 図 高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水 概要図(2/2)

(高圧炉心スプレイ系の水源切替 (サプレッションチェンバから復水貯蔵タンク))

追補1「1.3」を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
1.3-23	上2	iv. 注水手段がない場合 ^{※3}	iv. 注水手段がない場合-
1.3-23	上3	・ <u>炉心損傷が懸念される状態</u> ^{※4} 及び炉心損傷後において、	・ <u>炉心損傷後において、</u>
1.3-23	下12～下10	低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）及び低圧代替注水系（可搬型）のうち1系統以上起動することをいう。	低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、 <u>低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系及びろ過水系</u> のうち1系統以上起動することをいう。
1.3-23	下4～下3	※3: 炉心損傷前において、注水手段がない場合に発電用原子炉を減圧する場合は、発電所対策本部長に連絡する。	（記載削除）
1.3-23	下2～下1	※4: 「炉心損傷が懸念される状態」とは、原子炉水位が有効燃料棒頂部以上維持不可能で注水手段がない場合等をいう。	（記載削除）
1.3-27	上12	注水手段がない場合 ^{※3} の発電用原子炉の減圧は、	注水手段がない場合-の発電用原子炉の減圧は、
1.3-27	下4～下2	低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）及び低圧代替注水系（可搬型）のうち1系統以上起動することをいう。	低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、 <u>低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系及びろ過水系</u> のうち1系統以上起動することをいう。
1.3-28	上5～6	※3: 炉心損傷前において、注水手段がない場合に発電用原子炉を減圧する場合は、発電所対策本部長に連絡する。	（記載削除）

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.3-28	下9～下8	③ 運転員(現場)B及びCは、 <u>所内常設蓄電式直流電源設備による給電から</u>	③ 運転員(現場)B及びCは、 <u>125V直流電源切替盤2Bで所内常設蓄電式直流電源設備による給電から</u>
1.3-30	上4	遠隔操作できない状態において、 <u>以下の条件が全て成立した場合。</u>	遠隔操作できない状態において、 <u>可搬型代替直流電源設備が使用できない場合で、以下の条件が成立した場合。</u>
1.3-30	上10	注水手段がない場合 ^{※3} の発電用原子炉の減圧は、	注水手段がない場合の発電用原子炉の減圧は、
1.3-30	下8～下6	低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)及び低圧代替注水系(可搬型)のうち1系統以上起動することをいう。	低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)、 <u>低圧代替注水系(可搬型)、代替循環冷却系及びろ過水系のうち1系統以上起動することをいう。</u>
1.3-31	上1～上2	※3:炉心損傷前において、注水手段がない場合に発電用原子炉を減圧する場合は、発電所対策本部長に連絡する。	(記載削除)
1.3-43	上8と上9の間	(記載追加)	なお、125V代替充電器用電源車接続設備による125V代替充電器給電操作は、運転員(中央制御室)1名、運転員(現場)2名及び重大事故等対応要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。 ・125V代替充電器用電源車接続設備による125V代替充電器の受電完了は140分以内で可能である。
1.3-47	下5	切替 <u>え</u> 操作	切替_操作

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.3-55		第1.3-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (1/7)	別紙-追補1-1.3-1に変更する。
1.3-56		第1.3-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (2/7)	別紙-追補1-1.3-2に変更する。
1.3-57		第1.3-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (3/7)	別紙-追補1-1.3-3に変更する。
1.3-61		第1.3-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (7/7)	別紙-追補1-1.3-4に変更する。
1.3-65		第1.3-2図 非常時操作手順書(徴候ベース)「減圧冷却」における対応フロー	別紙-追補1-1.3-5に変更する。
1.3-66		第1.3-3図 非常時操作手順書(徴候ベース)「急速減圧」における対応フロー	別紙-追補1-1.3-6に変更する。
1.3-67		第1.3-4図 非常時操作手順書(徴候ベース)「炉心損傷初期対応」における対応フロー	別紙-追補1-1.3-7に変更する。
1.3-69		第1.3-6図 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)開放 概要図	別紙-追補1-1.3-8に変更する。
1.3-71		第1.3-8図 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)開放 概要図	別紙-追補1-1.3-9に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.3-73		第1.3-10図 高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保 概要図	別紙-追補1-1.3-10に変更する。
1.3-75		第1.3-12図 代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）開放 概要図	別紙-追補1-1.3-11に変更する。
1.3-78		第1.3-15図 非常時操作手順書（徴候ベース）「原子炉建屋制御」における対応フロー	別紙-追補1-1.3-12に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

第 1.3－2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/7)

手順書	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)代替減圧		
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「減圧冷却」	判断基準 補機監視機能	高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 低压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口圧力 原子炉給水ポンプ出口ヘッド圧力 復水移送ポンプ出口圧力 代替循環冷却ポンプ出口圧力 直流駆動低压注水系ポンプ出口圧力 大容量送水ポンプ (タイプ I) 出口圧力 ろ過水ポンプ出口圧力 主復水器器内圧力
	操作 原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)
	原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
	原子炉格納容器内の温度 補機監視機能	サプレッションプール水温度 主復水器器内圧力
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「急速減圧」	判断基準 補機監視機能	高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 低压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口圧力 原子炉給水ポンプ出口ヘッド圧力 復水移送ポンプ出口圧力 代替循環冷却ポンプ出口圧力 直流駆動低压注水系ポンプ出口圧力 大容量送水ポンプ (タイプ I) 出口圧力 ろ過水ポンプ出口圧力 主復水器器内圧力
	操作 原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)
	原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
	原子炉格納容器内の温度 補機監視機能	サプレッションプール水温度 主復水器器内圧力

監視計器一覧 (2/7)

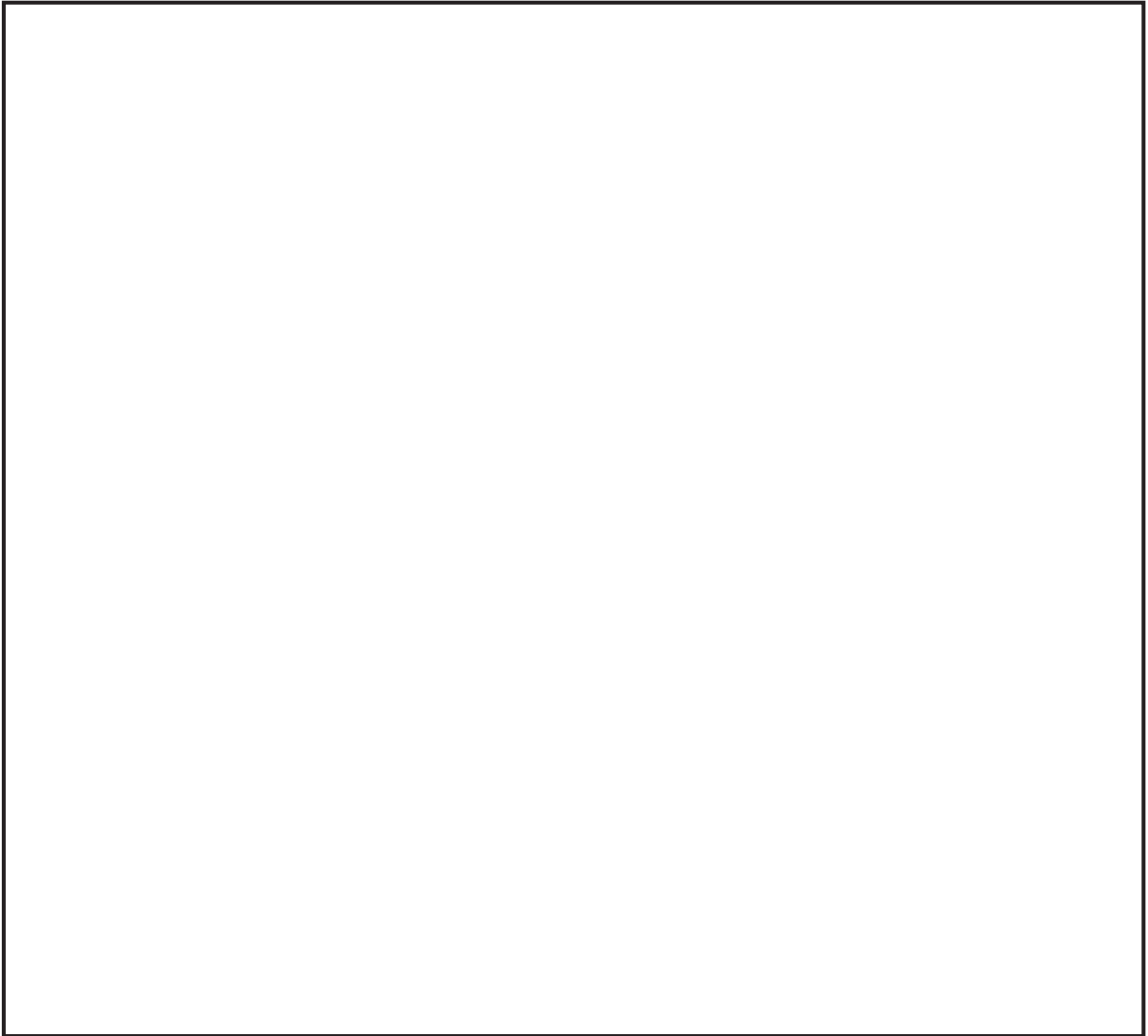
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)代替減圧			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「炉心損傷初期対応」	判断基準	補機監視機能	低压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口圧力 原子炉給水ポンプ出口ヘッダ圧力 復水移送ポンプ出口圧力 代替循環冷却ポンプ出口圧力 直流駆動低压注水系ポンプ出口圧力 大容量送水ポンプ (タイプ I) 出口圧力 る過水ポンプ出口圧力
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 燃料域)
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジー 1」	判断基準	補機監視機能	低压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口圧力 原子炉給水ポンプ出口ヘッダ圧力 代替循環冷却ポンプ出口圧力 復水移送ポンプ出口圧力 直流駆動低压注水系ポンプ出口圧力 大容量送水ポンプ (タイプ I) 出口圧力 る過水ポンプ出口圧力
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 燃料域)
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)
		原子炉格納容器内の放射線量率	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

監視計器一覧 (3/7)

手順書	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧		
非常時操作手順書 (設備別) 「手動による原子炉減圧」	判断基準 電源の確保	125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		補機監視機能
	操作	原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
非常時操作手順書 (設備別) 「主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁開放」	判断基準 電源の確保	125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		補機監視機能
	操作	原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)

監視計器一覧 (7/7)

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.3.2.4 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順		
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「原子炉建屋制御」等	原子炉圧力容器内への注水量	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量) 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量
	補機監視機能	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口圧力 復水移送ポンプ出口圧力 代替循環冷却ポンプ出口圧力 直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力 大容量送水ポンプ (タイプ I) 出口圧力 ろ過水ポンプ出口圧力
	水源の確保	圧力抑制室水位 復水貯蔵タンク水位
	原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度
	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系ポンプ出口流量 (A, B 系のみ) 原子炉補機冷却水系系統流量 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量 原子炉補機冷却水系冷却水供給温度 原子炉補機冷却海水系ポンプ出口圧力
	補機監視機能	主復水器器内圧力
	操作	



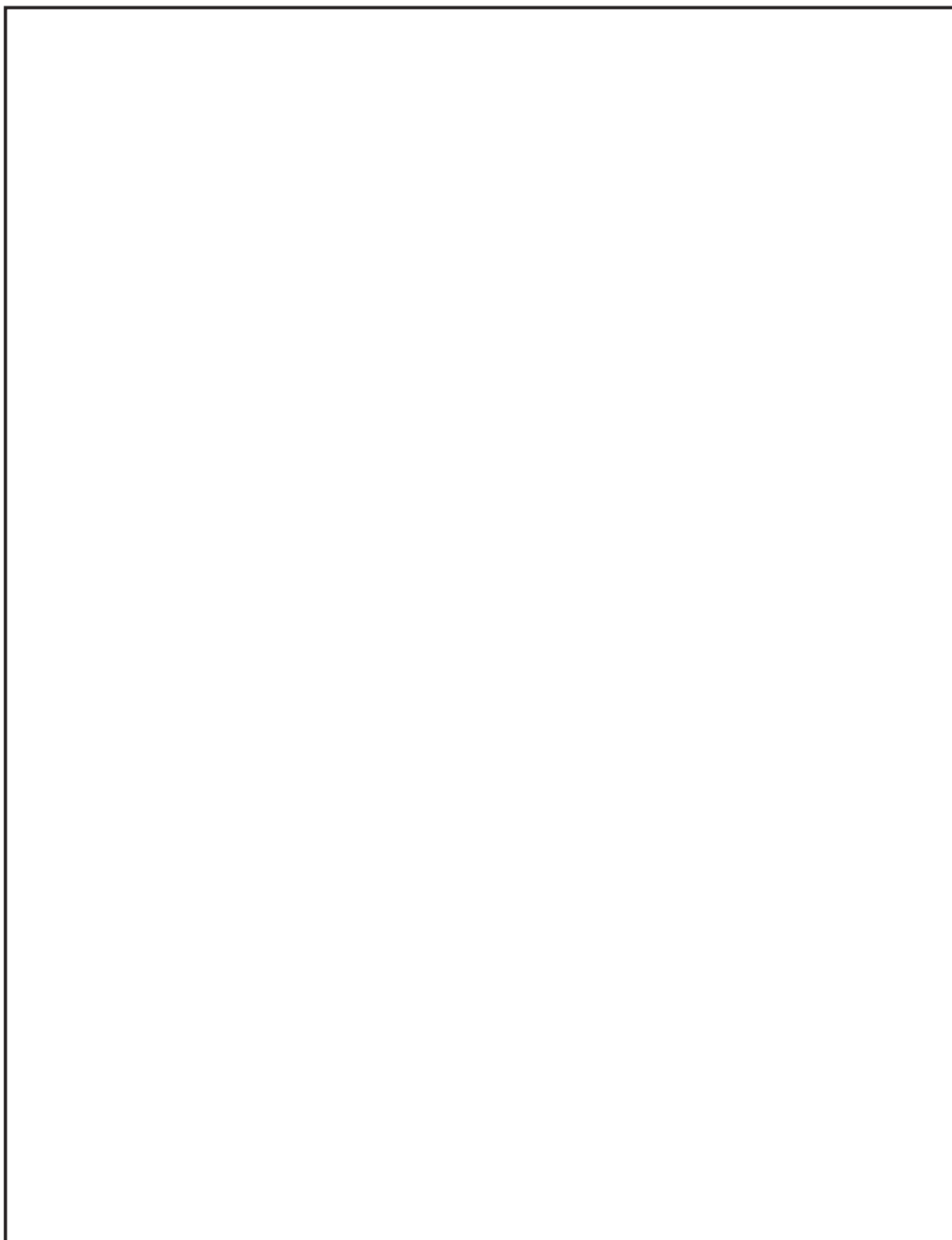
第 1.3-2 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「減圧冷却」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



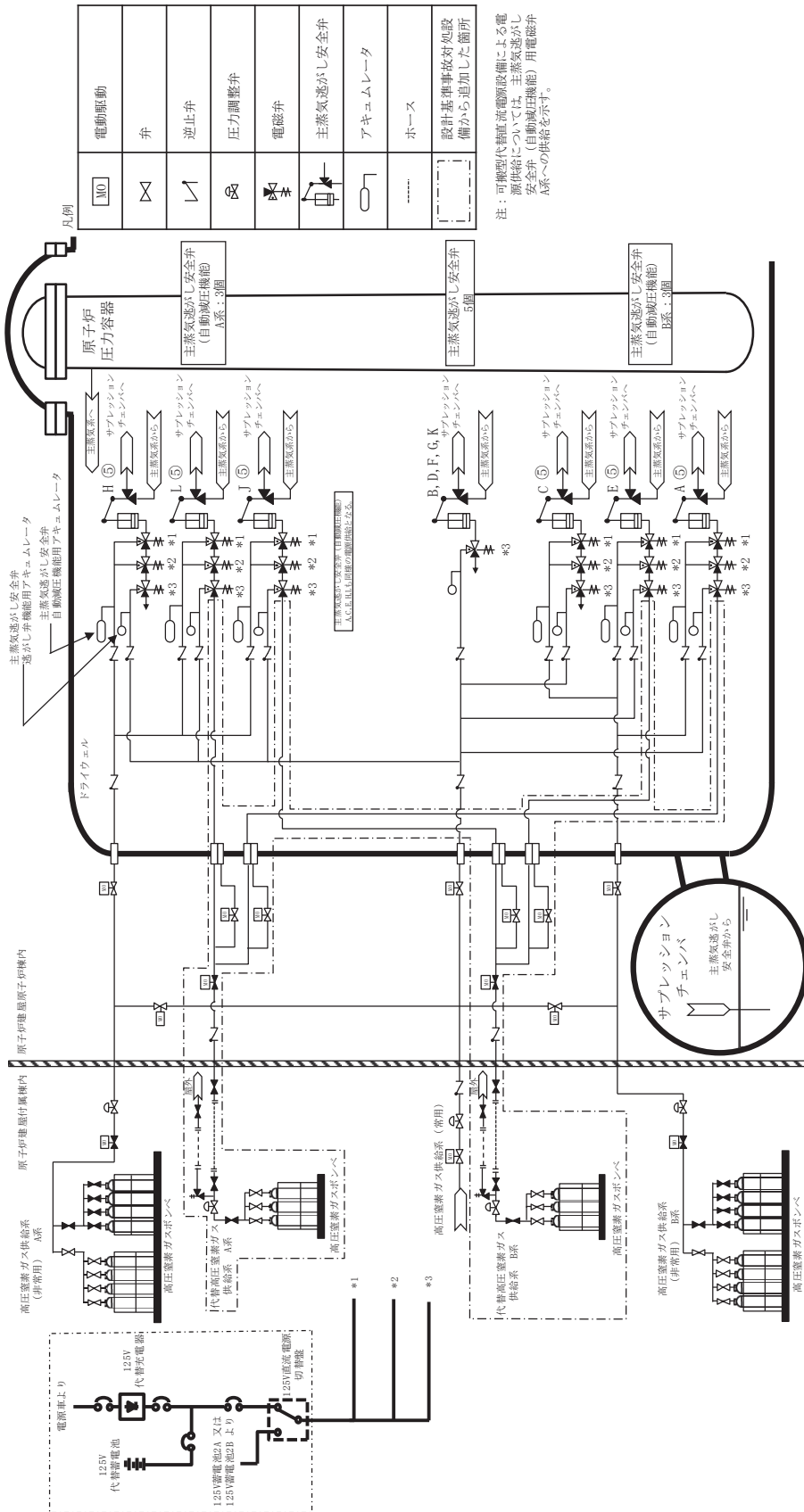
第 1.3－3 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「急速減圧」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



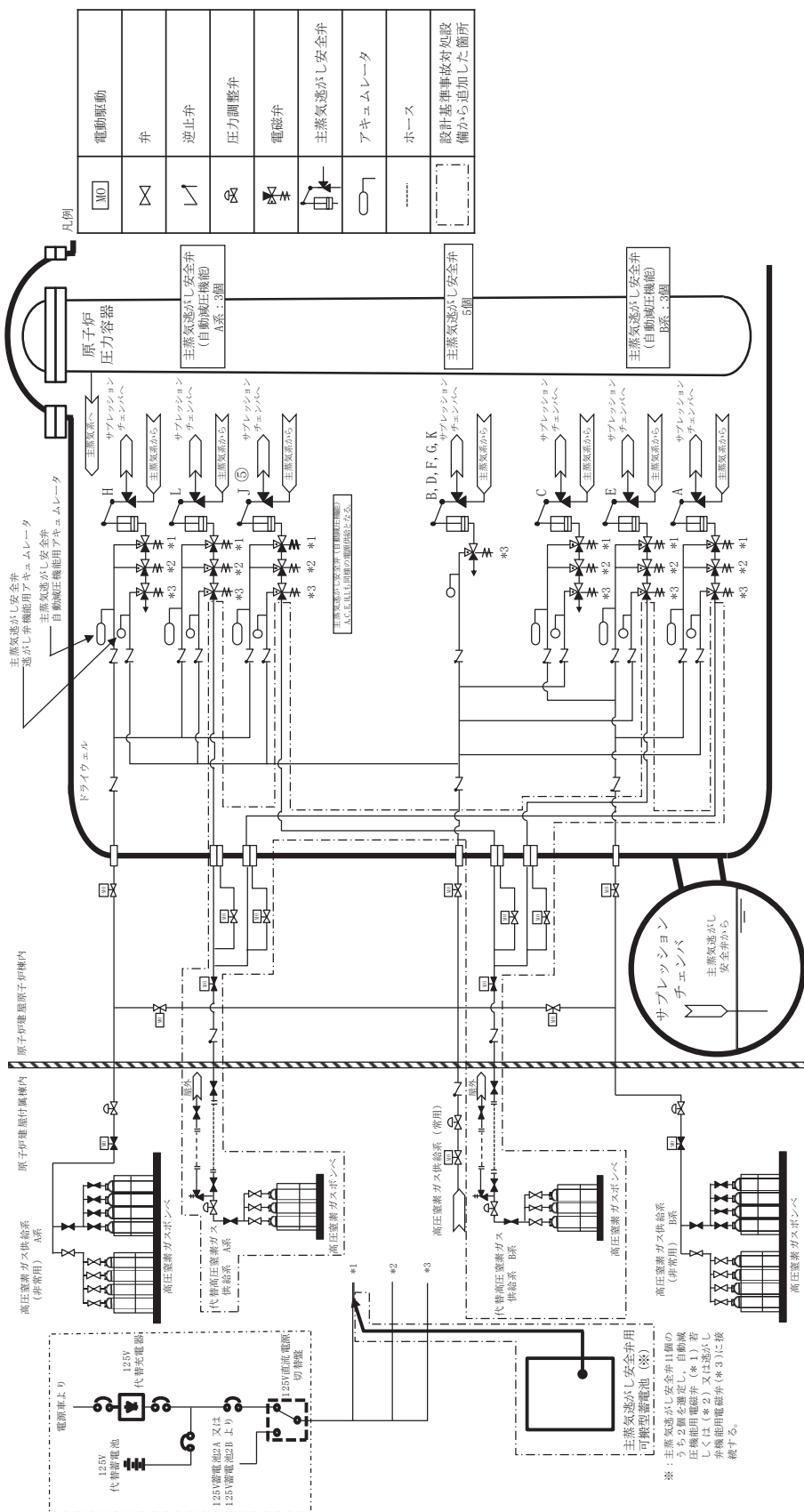
第 1.3－4 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「炉心損傷初期対応」
における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



操作手順 ⑤ 弁名称 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）

第 1.3-6 図 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）開放 概要図

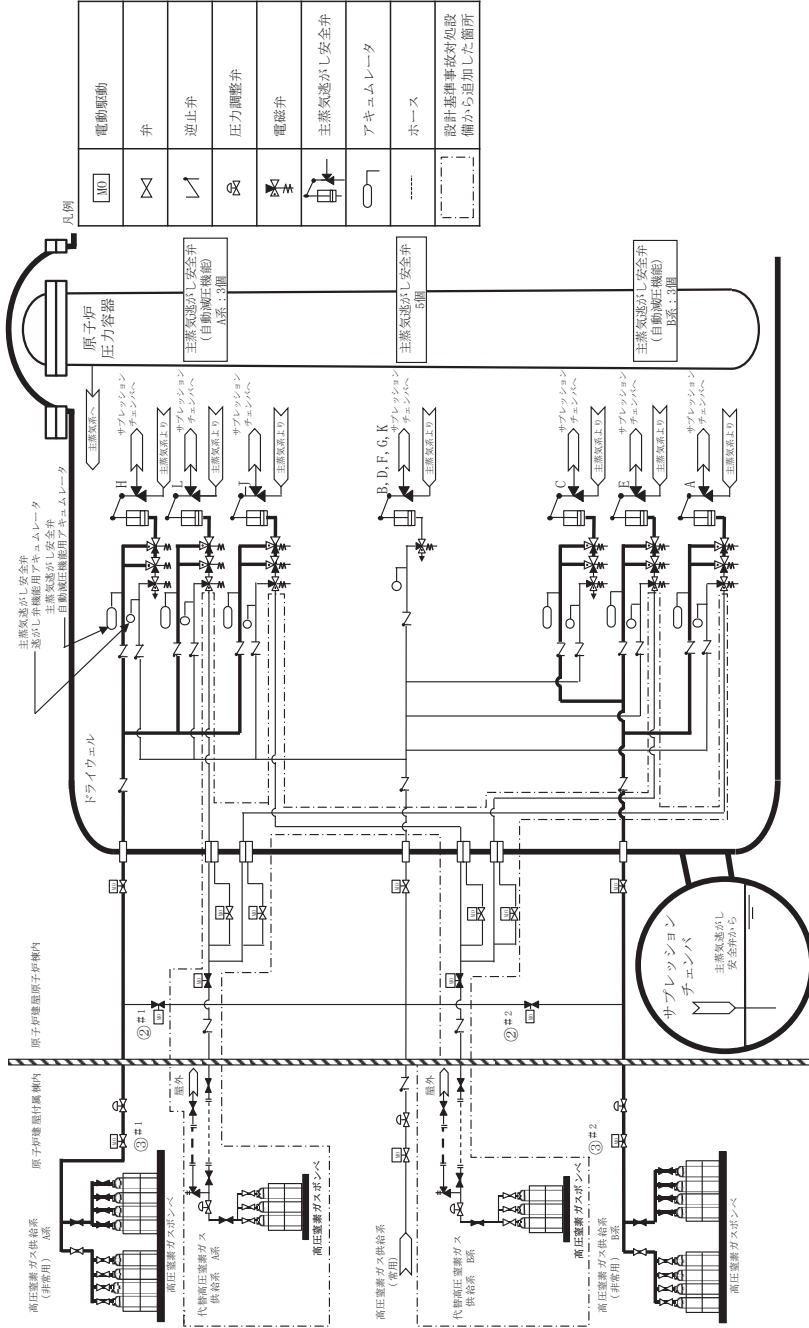


凡例	MO	電動駆動
	\times	弁
	\surd	逆止弁
	\ominus	圧力調整弁
	E	電磁弁
	A	主蒸気逃がし安全弁
	O	アキュムレータ
	ホース
	---	設計基準事故対処設備から追加した箇所

操作手順 弁名称
⑤ 主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能)

第 1.3-8 図 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能) 開放 概要図

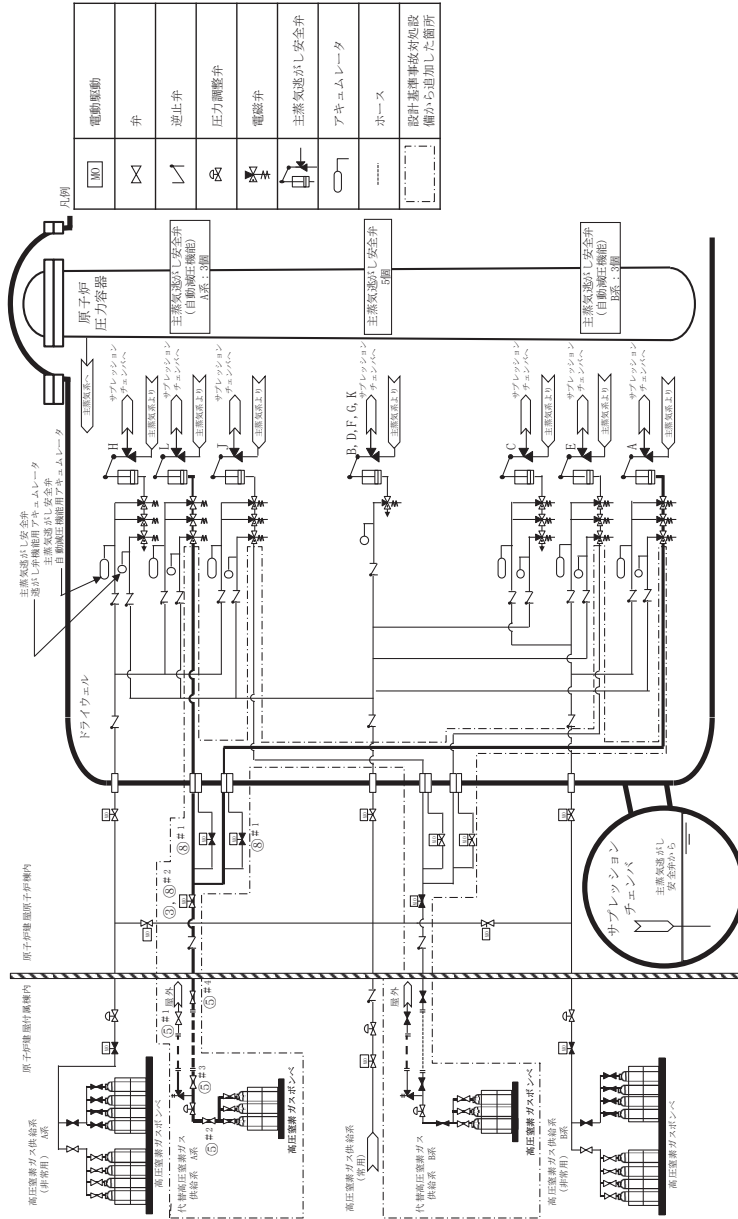
※：主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池（注）のうち 2 個を優先し、自動減圧機能用電磁弁（※1）若しくは（※2）又は逃がし弁機能用電磁弁（※3）に接続する。



操作手順	弁名称
② #1	HPIN 非常用窒素ガス連絡弁 (A)
② #2	HPIN 非常用窒素ガス連絡弁 (B)
③ #1	HPIN 非常用窒素ガス入口弁 (A)
③ #2	HPIN 非常用窒素ガス入口弁 (B)

#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弁があることを示す。

第 1.3-10 図 高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保 概要図



操作手順	弁名称
③, ⑧ #2	代替 HPIN 第一隔離弁 (A)
⑤ #1	代替 HPIN 窒素ガスボンベラック安全弁出口ライン止め弁 (A)
⑤ #2	代替 HPIN 窒素ガスボンベ供給止め弁 (A)
⑤ #3	代替 HPIN 窒素ガスボンベラック供給弁 (A)
⑤ #4	代替 HPIN 窒素ガス供給止め弁 (A)
⑧ #1	代替 HPIN 窒素排気出口弁 (A-1), (A-2)

第 1.3—12 図 代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能) 開放 概要図
 #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弁があることを示す。



第 1.3－15 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「原子炉建屋制御」
における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

追補1「1.4」を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
1.4-2	下13と下12の間	(記載追加)	(d) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水
1.4-2	下12	(d) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水	(e) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水
1.4-3	上9と上10の間	(記載追加)	(c) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水
1.4-3	上10	(c) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水	(d) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水
1.4-11	上12と上13の間	(記載追加)	(iv) 代替循環冷却系による発電用原子炉の冷却 代替循環冷却系による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。 <ul style="list-style-type: none"> ・代替循環冷却ポンプ ・サプレッションチェンバ ・残留熱除去系熱交換器 ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ・原子炉圧力容器 ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。） ・非常用取水設備 ・原子炉補機代替冷却水系 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備
1.4-11	上13	(iv) ろ過水ポンプによる発電用原子炉の冷却	(v) ろ過水ポンプによる発電用原子炉の冷却
1.4-12	下5と下4の間	(記載追加)	・代替循環冷却ポンプ 復水移送ポンプと同等の流量は確保できないが、低圧で注水が可能な設備であるため、発電用原子炉を冷却する手段として有効である。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.4-19	下11～下10	低圧代替注水系（可搬型） <u>及びろ過水ポンプにより発電用原子炉を冷却する手段がある。</u>	低圧代替注水系（可搬型） <u>、代替循環冷却系及びろ過水ポンプにより発電用原子炉を冷却する手段がある。</u>
1.4-20	下13～下10	重大事故等対処設備としての位置付けは、「a. (a) i. 低圧代替注水」のうち、 <u>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却で選定した設備と同様である。</u>	重大事故等対処設備及び自主対策設備としての位置付けは、「a. (a) i. 低圧代替注水」 <u>で選定した設備と同様である。</u>
1.4-20	下9	これらの選定した設備は、	これらの選定した設備のうち <u>重大事故等対処設備は、</u>
1.4-21	上1～上4	・ろ過水ポンプ、ろ過水タンク、ろ過水系 配管・弁耐震性が確保されておらず、復水移送ポンプと同等の流量は確保できないが、ろ過水系が健全であれば、発電用原子炉を冷却する手段として有効である。	(記載削除)
1.4-21	上5	・原子炉冷却材浄化系	・原子炉冷却材浄化系ポンプ、原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器、原子炉冷却材浄化系 配管・弁
1.4-24	下11	低圧代替注水系（可搬型） <u>、ろ過水ポンプ</u>	低圧代替注水系（可搬型） <u>、代替循環冷却系、ろ過水ポンプ</u>
1.4-24	下6	低圧代替注水系（可搬型） <u>及び</u>	低圧代替注水系（可搬型） <u>、代替循環冷却系、ろ過水ポンプ及び</u>

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.4-24 ～ 1.4-25	下1 ～ 上1	低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)、ろ過水ポンプ	低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)、 <u>代替循環冷却系</u> 、 <u>低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)</u> 、ろ過水ポンプ
1.4-28	上4～上5	非常用炉心冷却系及び低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による	非常用炉心冷却系、 <u>低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)</u> 及び <u>代替循環冷却系</u> による
1.4-34	下4と下3の間	(記載追加)	別紙―追補1―1.4-1を追加する。
1.4-34	下3	(d) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水	(e) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水
1.4-34 ～ 1.4-35	下1 ～ 上1	非常用炉心冷却系及び低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による	非常用炉心冷却系、 <u>低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)</u> 、 <u>代替循環冷却系</u> 及び <u>低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)</u> による
1.4-35	上10	第1.4-16図	第1.4-18図
1.4-35	上11	第1.4-17図	第1.4-19図
1.4-36	下9～下8	RHR A 系格納容器スプレー流量調整弁を全開	RHR A 系格納容器スプレー流量調整弁又はRHR A 系S/Cスプレー隔離弁を全開
1.4-36	下1	第1.4-40図	第1.4-42図
1.4-37	上3～上4	<u>復水貯蔵タンク</u> が使用できない場合、ろ過水ポンプ	<u>低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)</u> が使用できない場合、 <u>代替循環冷却系</u> 、 <u>低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)</u> 、ろ過水ポンプ
1.4-38	上13	第1.4-18図	第1.4-20図

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.4-38	下12	第1.4-19図	第1.4-21図
1.4-40	下6	第1.4-20図	第1.4-22図
1.4-40	下5	第1.4-21図	第1.4-23図
1.4-42	上3	第1.4-40図	第1.4-42図
1.4-44	上4	第1.4-22図に、タイムチャートを第1.4-23図	第1.4-24図に、タイムチャートを第1.4-25図
1.4-47	上1	第1.4-24図	第1.4-26図
1.4-47	上2	第1.4-25図	第1.4-27図
1.4-49	上6～上7	第1.4-26図に、タイムチャートを第1.4-27図及び第1.4-28図	第1.4-28図に、タイムチャートを第1.4-29図及び第1.4-30図
1.4-53	下8	第1.4-29図	第1.4-31図
1.4-53	下7	第1.4-30図	第1.4-32図
1.4-55	上7	第1.4-40図	第1.4-42図
1.4-56	下4～下3	第1.4-31図に、タイムチャートは第1.4-32図	第1.4-33図に、タイムチャートは第1.4-34図
1.4-60	上2と上3の間	(記載追加)	別紙―追補1―1.4-2を追加する。
1.4-60	上3	(c) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水	(d) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水
1.4-60	上5～上6	非常用炉心冷却系及び低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による	非常用炉心冷却系、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)及び代替循環冷却系による
1.4-60	上13	「1.4.2.1(1)a.(d) ろ過水ポンプによる	「1.4.2.1(1)a.(e) ろ過水ポンプによる

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.4-60	下4	第1.4-40図	第1.4-42図
1.4-60 ～ 1.4-61	下1 ～ 上1	使用できない場合、ろ過水ポンプ又は低圧代替注水系（可搬型）により	使用できない場合、 <u>代替循環冷却系</u> 、ろ過水ポンプ又は低圧代替注水系（可搬型）により
1.4-61	下4	第1.4-33図	第1.4-35図
1.4-61	下4～下3	第1.4-34図	第1.4-36図
1.4-63	下9	第1.4-40図	第1.4-42図
1.4-64	下3	第1.4-35図	第1.4-37図
1.4-64	下3～下2	第1.4-36図	第1.4-38図
1.4-66	下10	第1.4-40図	第1.4-42図
1.4-67	下11	第1.4-37図	第1.4-39図
1.4-69	上9	第1.4-38図	第1.4-40図
1.4-70	下5	第1.4-39図	第1.4-41図
1.4-75		第1.4-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (3/9)	別紙-追補1-1.4-3に変更する。
1.4-80		第1.4-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (8/9)	別紙-追補1-1.4-4に変更する。
1.4-82		第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (1/18)	第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (1/20)
1.4-83		第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (2/18)	第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (2/20)

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.4-84		第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (3/18)	第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (3/20)
1.4-84 と 1.4-85 の間		(記載追加)	別紙-追補1-1.4-5を追加する。
1.4-85		第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (4/18)	別紙-追補1-1.4-6に変更する。
1.4-86		第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (5/18)	第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (6/20)
1.4-87		第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (6/18)	第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (7/20)
1.4-88		第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (7/18)	第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (8/20)
1.4-89		第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (8/18)	第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (9/20)
1.4-90		第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (9/18)	第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (10/20)
1.4-91		第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (10/18)	第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (11/20)
1.4-92		第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (11/18)	第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (12/20)

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.4-93		第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (12/18)	第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (13/20)
1.4-93 と 1.4-94 の間		(記載追加)	別紙-追補1-1.4-7を追加する。
1.4-94		第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (13/18)	別紙-追補1-1.4-8に変更する。
1.4-95		第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (14/18)	第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (16/20)
1.4-96		第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (15/18)	第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (17/20)
1.4-97		第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (16/18)	第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (18/20)
1.4-98		第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (17/18)	第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (19/20)
1.4-99		第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (18/18)	第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (20/20)
1.4-101		第1.4-1図 機能喪失原因対策分析	別紙-追補1-1.4-9に変更する。
1.4-102		第1.4-2図 非常時操作手順書(徴候ベース)「水位確保」における対応フロー	別紙-追補1-1.4-10に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.4-103		第1.4-3図 非常時操作手順書(徴候ベース)「減圧冷却」における対応フロー	別紙-追補1-1.4-11に変更する。
1.4-104		第1.4-4図 非常時操作手順書(徴候ベース)「水位回復」における対応フロー	別紙-追補1-1.4-12に変更する。
1.4-105		第1.4-5図 非常時操作手順書(プラント停止中)「崩壊熱除去機能喪失」における対応フロー	別紙-追補1-1.4-13に変更する。
1.4-106		第1.4-6図 非常時操作手順書(プラント停止中)「原子炉冷却材喪失」における対応フロー	別紙-追補1-1.4-14に変更する。
1.4-108		第1.4-8図 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉圧力容器への注水 概要図(1/2)	別紙-追補1-1.4-15に変更する。
1.4-111		第1.4-10図 低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)による原子炉圧力容器への注水 概要図(1/2)	別紙-追補1-1.4-16に変更する。
1.4-114		第1.4-12図 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水 概要図(1/2)	別紙-追補1-1.4-17に変更する。
1.4-118 と 1.4-119 の間		(記載追加)	別紙-追補1-1.4-18を追加する。
1.4-119		第1.4-16図 ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水 概要図(1/2)	別紙-追補1-1.4-19に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.4-120	下1	第1.4-16図	第1.4-18図
1.4-121	下1	第1.4-17図	第1.4-19図
1.4-122	下1	第1.4-18図	第1.4-20図
1.4-123	下1	第1.4-19図	第1.4-21図
1.4-124	下1	第1.4-20図	第1.4-22図
1.4-125	下1	第1.4-21図	第1.4-23図
1.4-126		第1.4-22図 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却概要図（1/2）	別紙－追補1－1.4-20に変更する。
1.4-127	下1	第1.4-22図	第1.4-24図
1.4-128	下1	第1.4-23図	第1.4-25図
1.4-129		第1.4-24図 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却概要図（1/2）	別紙－追補1－1.4-21に変更する。
1.4-130	下1	第1.4-24図	第1.4-26図
1.4-131		第1.4-25図 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却タイムチャート	別紙－追補1－1.4-22に変更する
1.4-132		第1.4-26図 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却概要図（1/2）	別紙－追補1－1.4-23に変更する。
1.4-133	下1	第1.4-26図	第1.4-28図
1.4-134	下1	第1.4-27図	第1.4-29図
1.4-135	下1	第1.4-28図	第1.4-30図

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.4-136		第1.4-29図 ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却概要図 (1/2)	別紙-追補1-1.4-24に変更する。
1.4-137	下1	第1.4-29図	第1.4-31図
1.4-138	下1	第1.4-30図	第1.4-32図
1.4-139		第1.4-31図 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉压力容器への注水概要図 (1/2)	別紙-追補1-1.4-25に変更する。
1.4-140	下1	第1.4-31図	第1.4-33図
1.4-141	下1	第1.4-32図	第1.4-34図
1.4-142	下1	第1.4-33図	第1.4-35図
1.4-143	下1	第1.4-34図	第1.4-36図
1.4-144	下1	第1.4-35図	第1.4-37図
1.4-145	下1	第1.4-36図	第1.4-38図
1.4-146	下1	第1.4-37図	第1.4-39図
1.4-147	下1	第1.4-38図	第1.4-40図
1.4-148	下1	第1.4-39図	第1.4-41図
1.4-149		第1.4-40図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/4)	別紙-追補1-1.4-26に変更する。
1.4-150	下1	第1.4-40図	第1.4-42図
1.4-151	下1	第1.4-40図	第1.4-42図
1.4-152		第1.4-40図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (4/4)	別紙-追補1-1.4-27に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

(d) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水

i. 手順着手の判断基準

復水給水系，非常用炉心冷却系及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合において，代替循環冷却系が使用可能な場合^{*}。

※：設備に異常がなく，電源，補機冷却水及び水源（サプレッションチェンバ）が確保されている場合。

ii. 操作手順

代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.4－2 図及び第 1.4－4 図に，概要図を第 1.4－16 図に，タイムチャートを第 1.4－17 図に示す。

- ① 発電課長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）A は，代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 運転員（中央制御室）A は，系統構成として，代替循環冷却ポンプバイパス弁の全閉を確認，代替循環冷却ポンプ流量調整弁の開操作及び代替循環冷却ポンプ吸込弁の全開操作を実施し，発電課長に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水の準備完了を報告する。
- ④ 発電課長は，運転員に代替循環冷却系による原子炉圧力容

器への注水開始を指示する。

- ⑤ 運転員（中央制御室）A は、代替循環冷却ポンプの起動、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作及び代替循環冷却ポンプ流量調整弁を開とし、代替循環冷却系の運転を開始する。
- ⑥ 運転員（中央制御室）A は、RHR 熱交換器（A）バイパス弁の全閉操作を実施する。
- ⑦ 運転員（中央制御室）A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを代替循環冷却ポンプ出口流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電課長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）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循環冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで 15 分以内で可能である。

(c) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水

i. 手順着手の判断基準

発電用原子炉停止中に非常用炉心冷却系及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位が維持できない場合において、代替循環冷却系が使用可能な場合*。

※：設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源（サプレッションチェンバ）が確保されている場合。

ii. 操作手順

代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水については、「1.4.2.1(1)a.(d) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水」の操作手順と同様である。手順の対応フローを第 1.4－5 図及び第 1.4－6 図に示す。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）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循環冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで 15 分以内で可能である。

対応手段，対処設備，手順書一覧 (3/9)
 (発電用原子炉運転中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
フロントライン系故障	残留熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイ系	低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却	大容量送水ポンプ(タイプI) ※1 ホース延長回収車 ※1 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※1 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	非常時操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ(タイプI)による原子炉注水」 「大容量送水ポンプによる送水」 ※1
			非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
			淡水貯水槽(No.1) ※1, ※4 淡水貯水槽(No.2) ※1, ※4	自主対策設備	
		代替循環冷却系による発電用原子炉の冷却	代替循環冷却ポンプ サプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) ※3 非常用取水設備 ※3 原子炉補機代替冷却水系 ※3 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	自主対策設備	非常時操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書(設備別) 「代替循環冷却ポンプによる原子炉注水」
		ろ過水ポンプによる発電用原子炉の冷却	ろ過水ポンプ ろ過水タンク ろ過水系 配管・弁 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	非常時操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書(設備別) 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：「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)

※5：残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いる。

対応手段，対処設備，手順書一覧 (8/9)
 (発電用原子炉停止中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	代替循環冷却系による発電用原子炉の冷却	代替循環冷却ポンプ サブプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) ※3 非常用取水設備 ※3 原子炉補機代替冷却水系 ※3 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	自主対策設備 非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書 (設備別) 「代替循環冷却ポンプによる原子炉注水」
		発電用原子炉の冷却	ろ過水ポンプ ろ過水タンク ろ過水系 配管・弁 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2	自主対策設備 非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」
		原子炉冷却材浄化系による除熱	原子炉冷却材浄化系ポンプ 原子炉圧力容器 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器 原子炉再循環系 配管 原子炉冷却材浄化系 配管・弁 復水給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) ※3 非常用取水設備 ※3 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2	自主対策設備 非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」 非常時操作手順書 (設備別) 「原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱」

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

※5：残留熱除去系 (低圧注水モード) は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いる。

監視計器一覧 (4/20)

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (d) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「代替循環冷却ポンプによる原子炉注水」	判断基準 原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)	
		電源の確保	4-2C 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系系統流量 (A 系のみ) 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量 (A 系のみ)
		水源の確保	圧力抑制室水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却ポンプ出口流量
		補機監視機能	代替循環冷却ポンプ出口圧力
		水源の確保	圧力抑制室水位

監視計器一覧 (5/20)

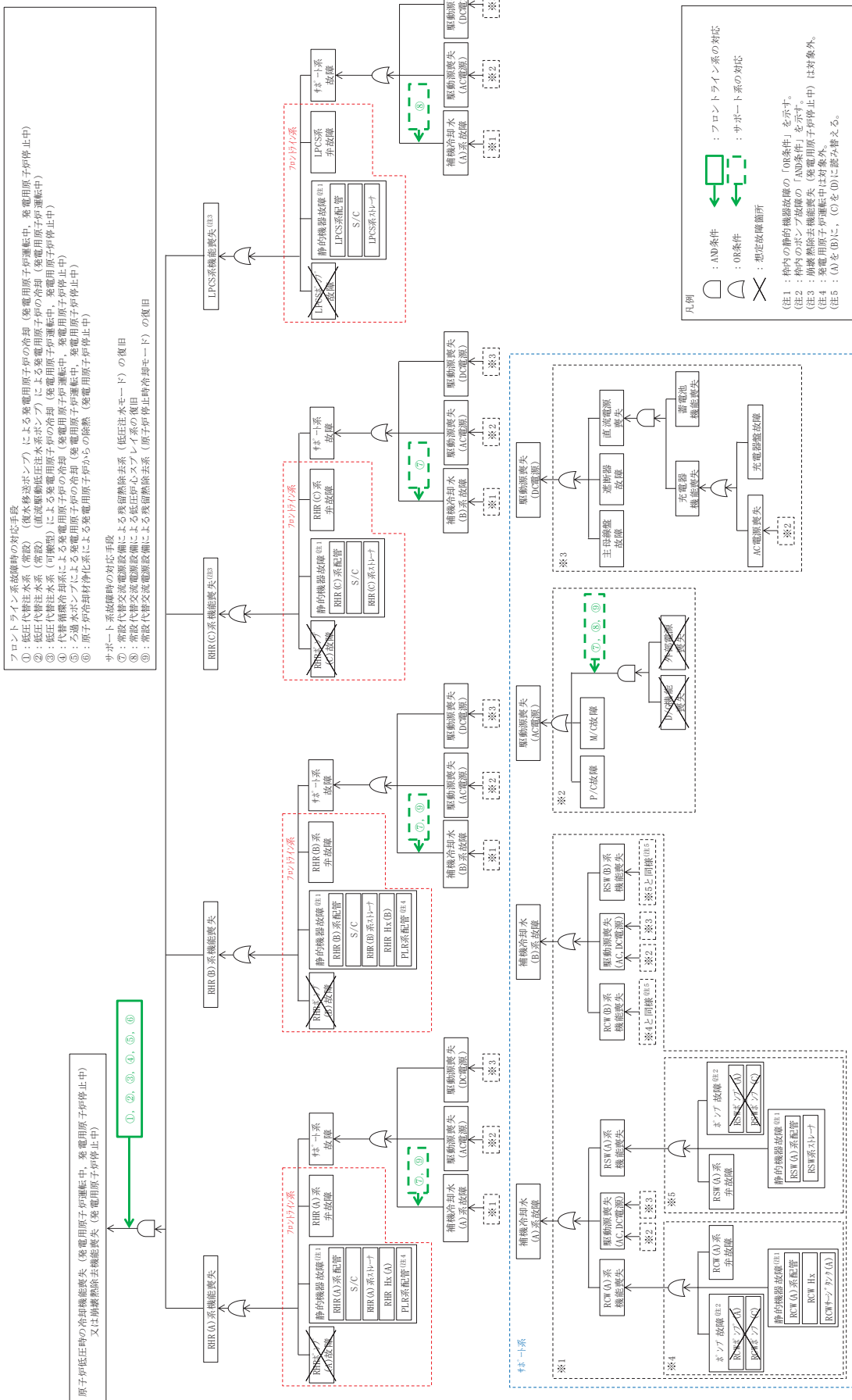
手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (e) ろ過水ポンプによる原子炉压力容器への注水		
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)
		電源の確保 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保 ろ過水タンク水位
	操作	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)
		原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉压力容器への注水量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量)
		補機監視機能 ろ過水ポンプ出口圧力
		水源の確保 ろ過水タンク水位

監視計器一覧 (14/20)

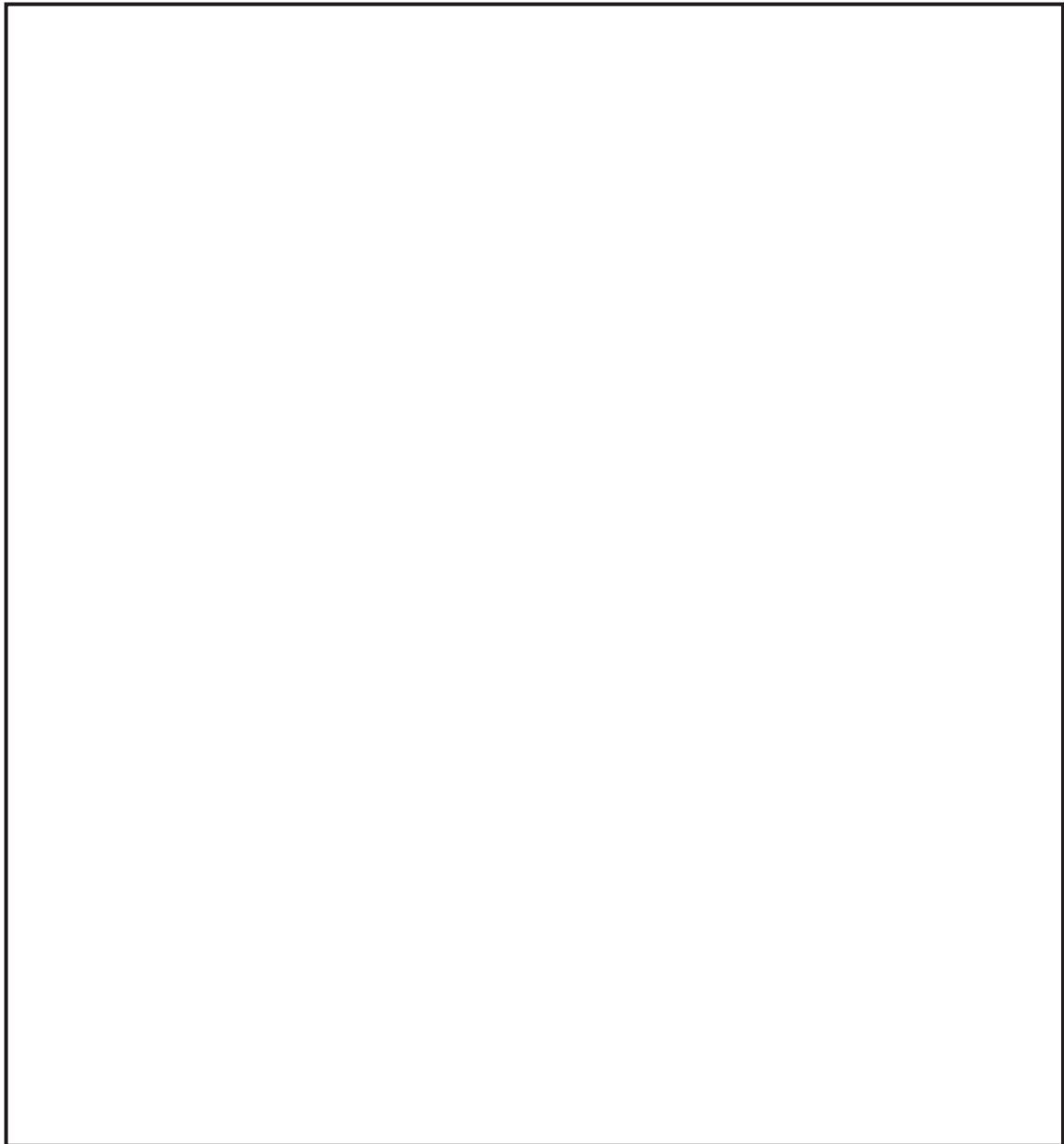
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (c) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水			
非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書 (設備別) 「代替循環冷却ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		電源の確保	4-2C 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系系統流量 (A 系のみ) 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量 (A 系のみ)
		水源の確保	圧力抑制室水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却ポンプ出口流量
		補機監視機能	代替循環冷却ポンプ出口圧力
		水源の確保	圧力抑制室水位

監視計器一覧 (15/20)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (d) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水			
非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	ろ過水タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量)
		補機監視機能	ろ過水ポンプ出口圧力
	水源の確保	ろ過水タンク水位	

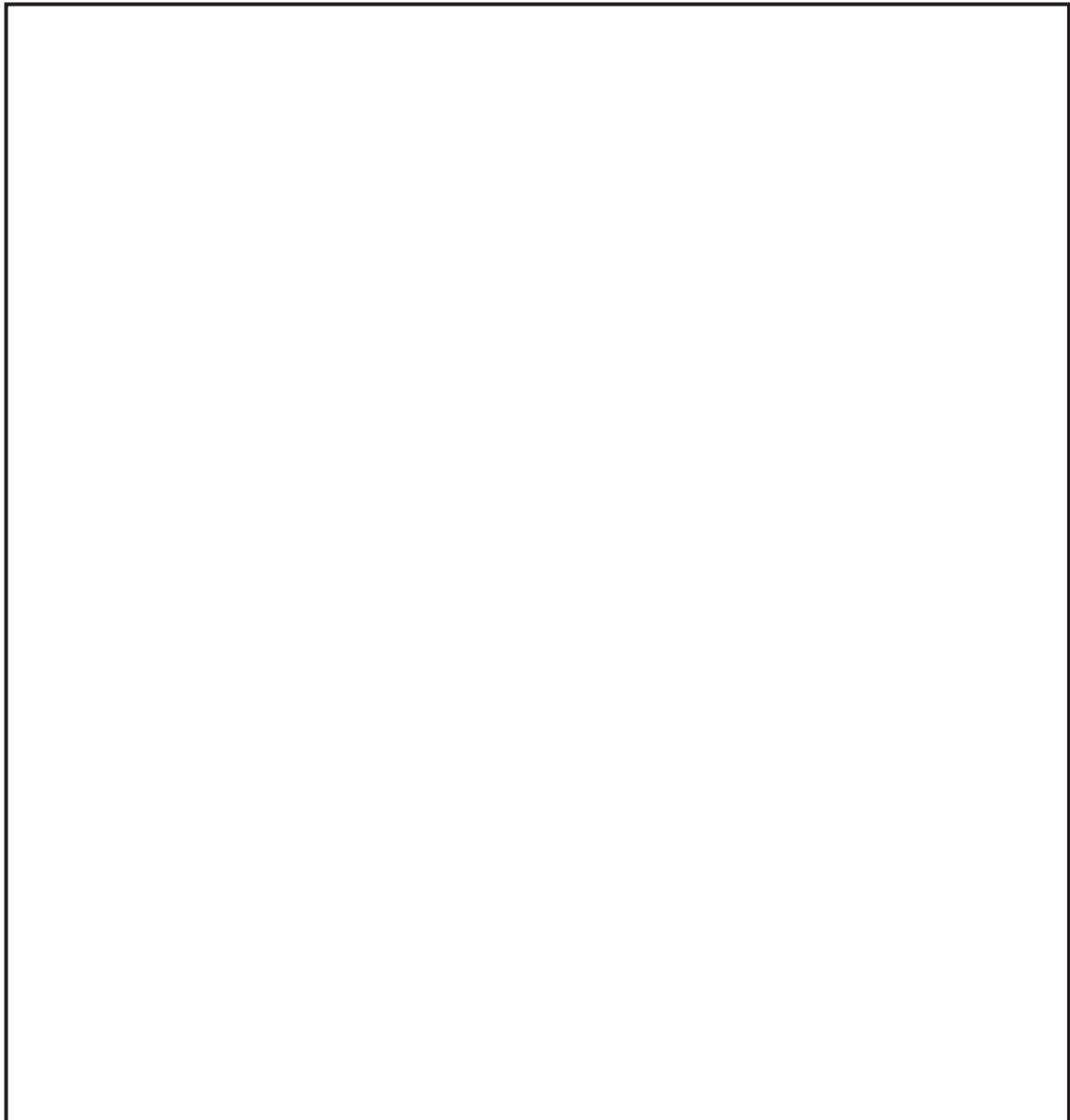


第 1.4-1 図 機能喪失原因対策分析



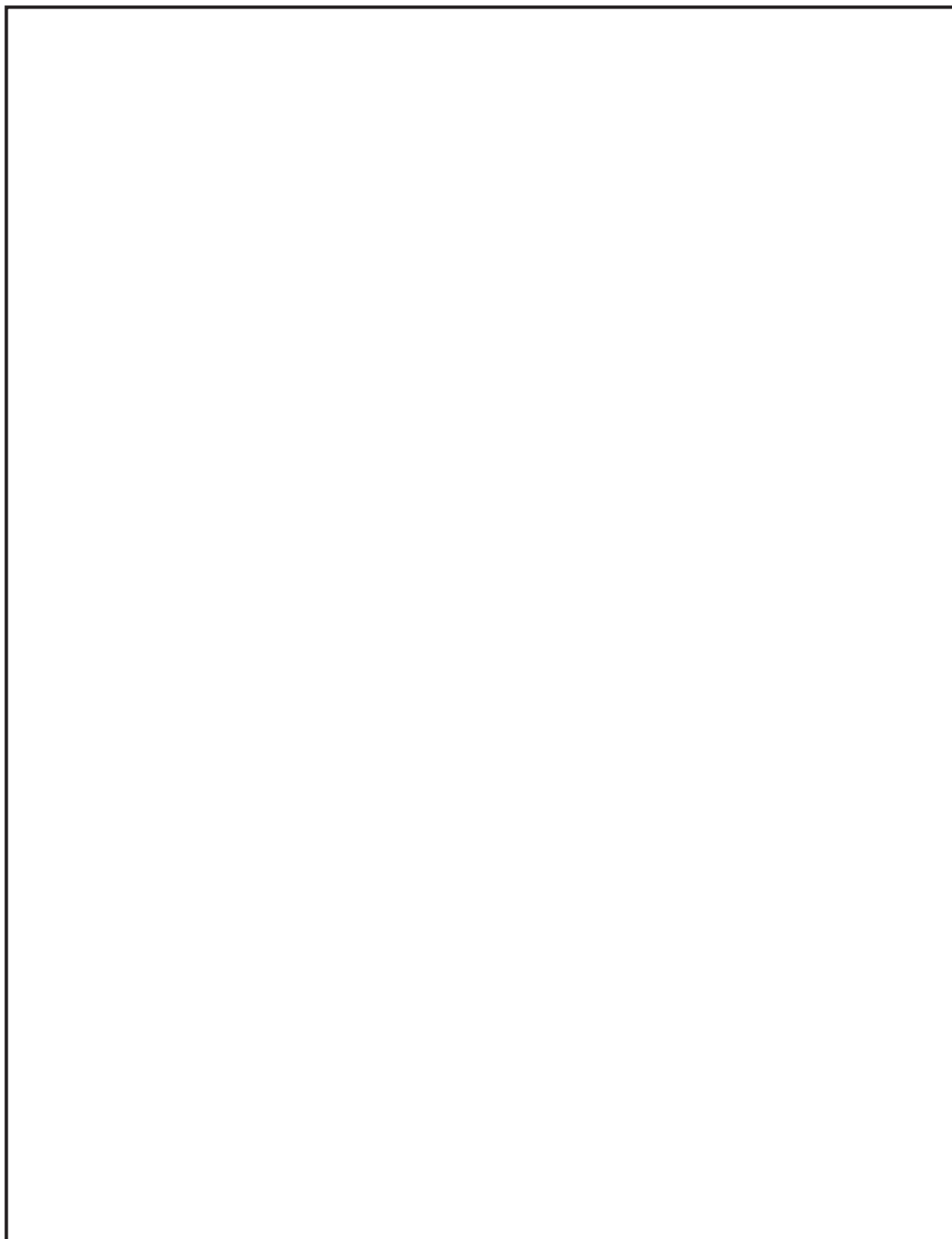
第 1.4－2 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「水位確保」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



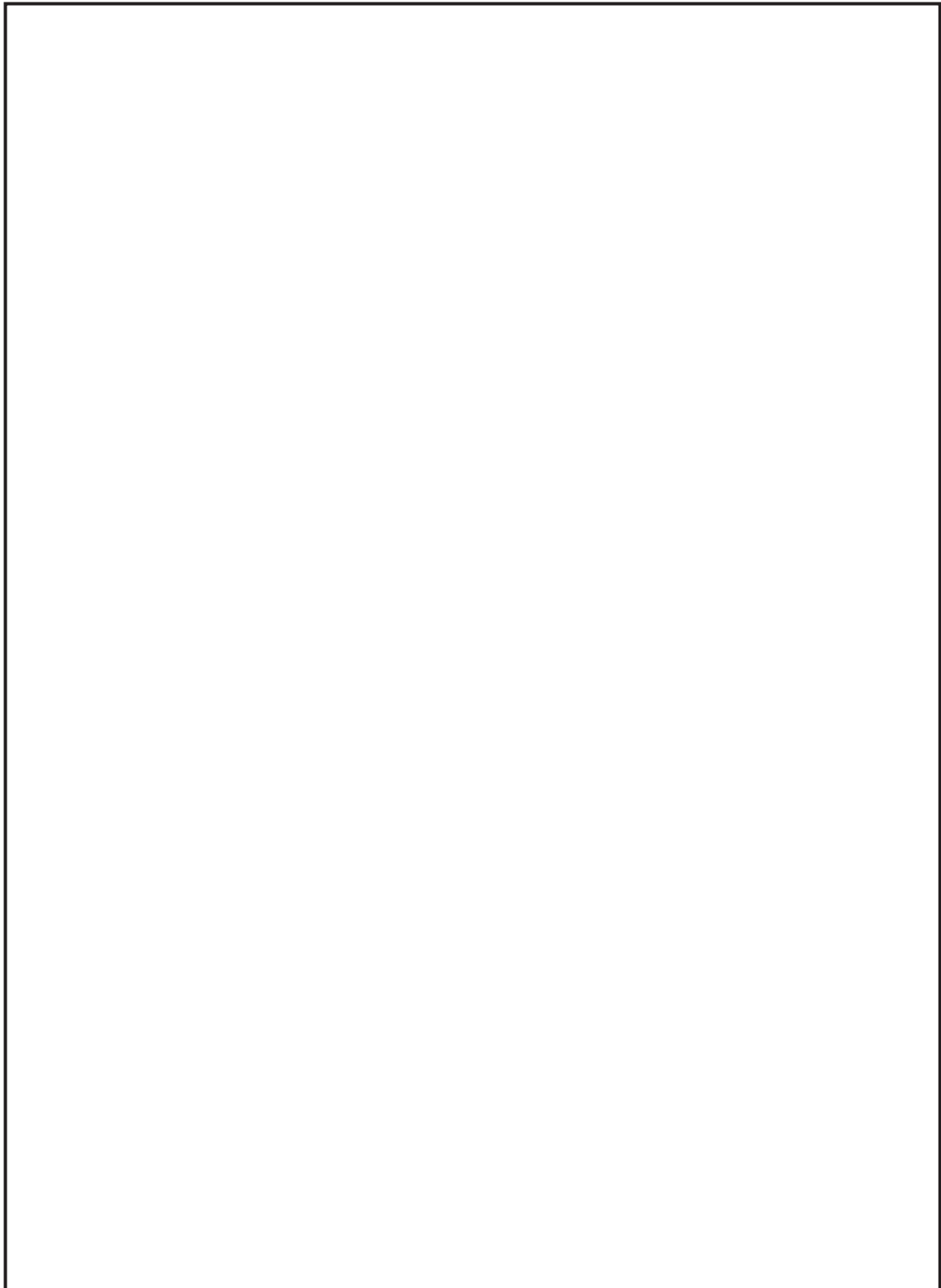
第 1.4-3 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「減圧冷却」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



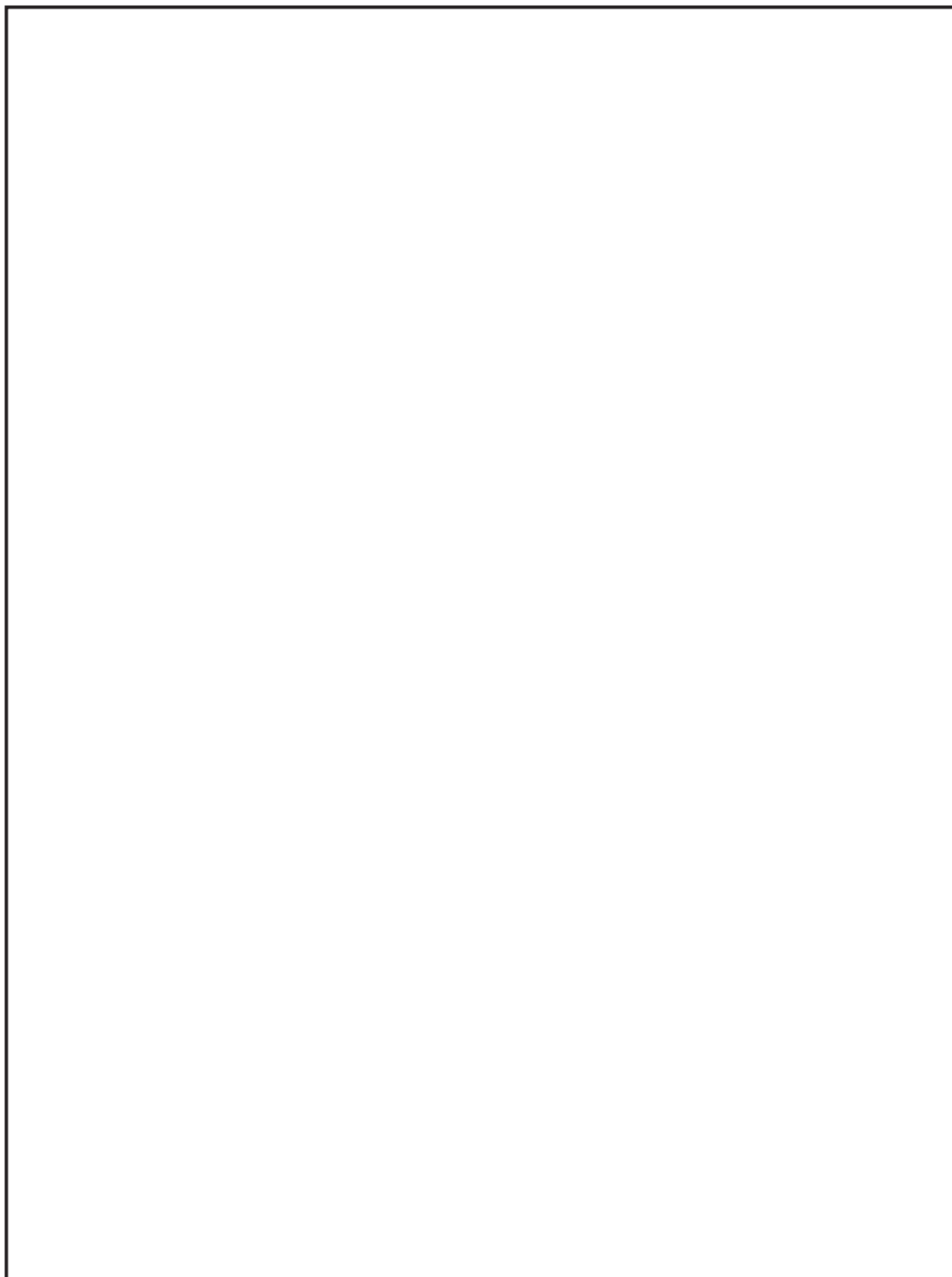
第 1.4－4 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「水位回復」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



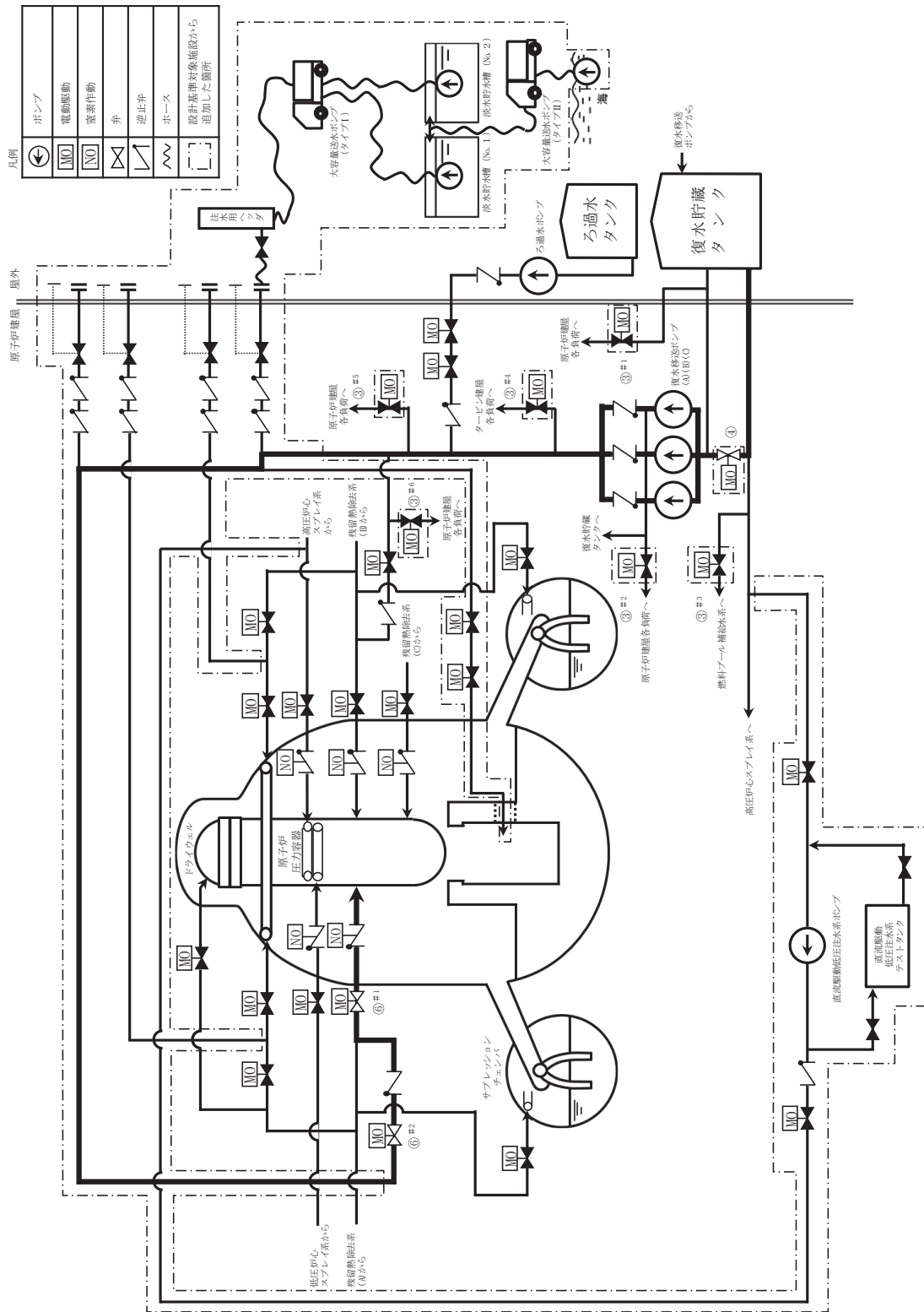
第 1.4－5 図 非常時操作手順書（プラント停止中）「崩壊熱除去機能喪失」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

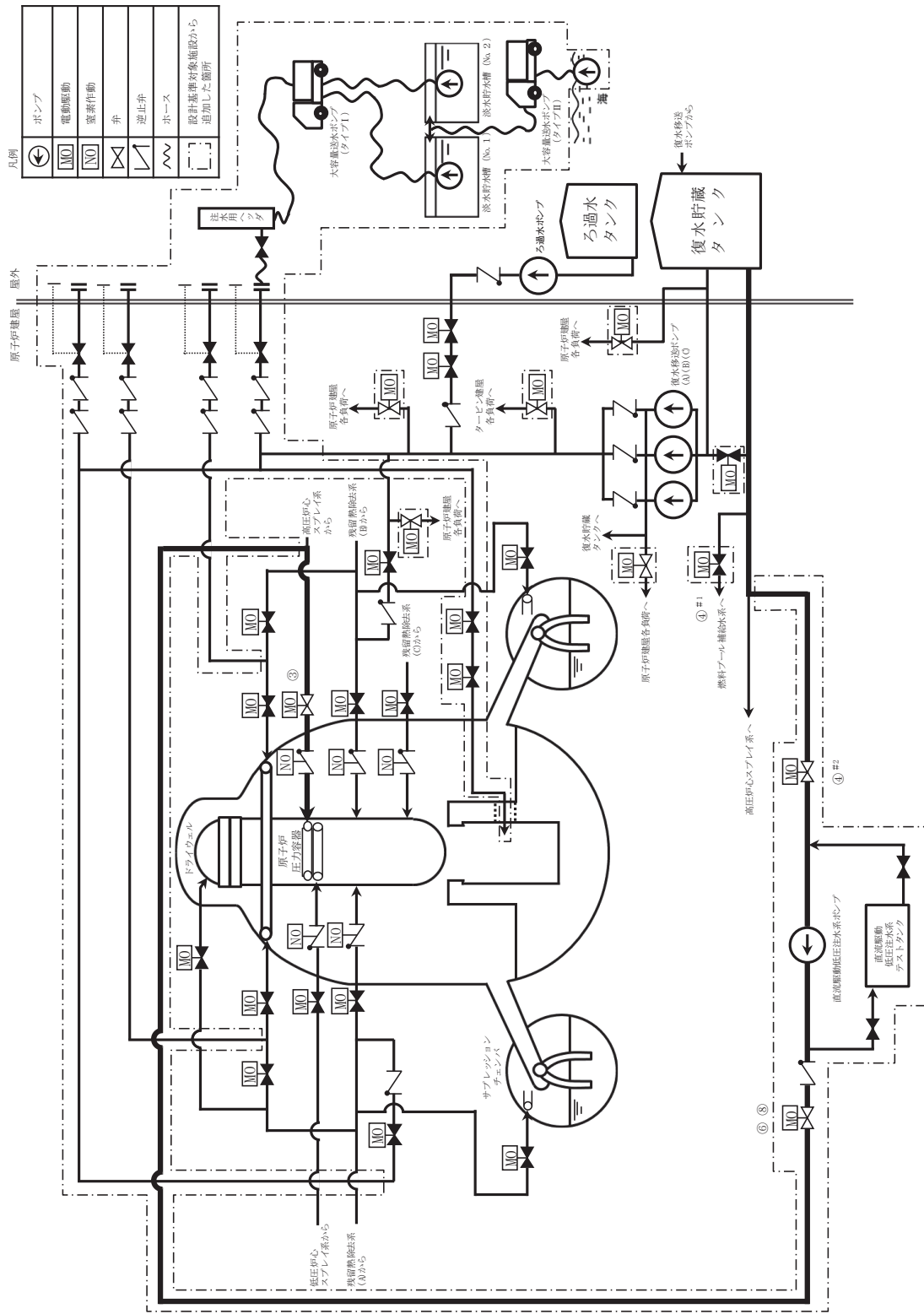


第 1.4－6 図 非常時操作手順書（プラント停止中）「原子炉冷却材喪失」における
対応フロー

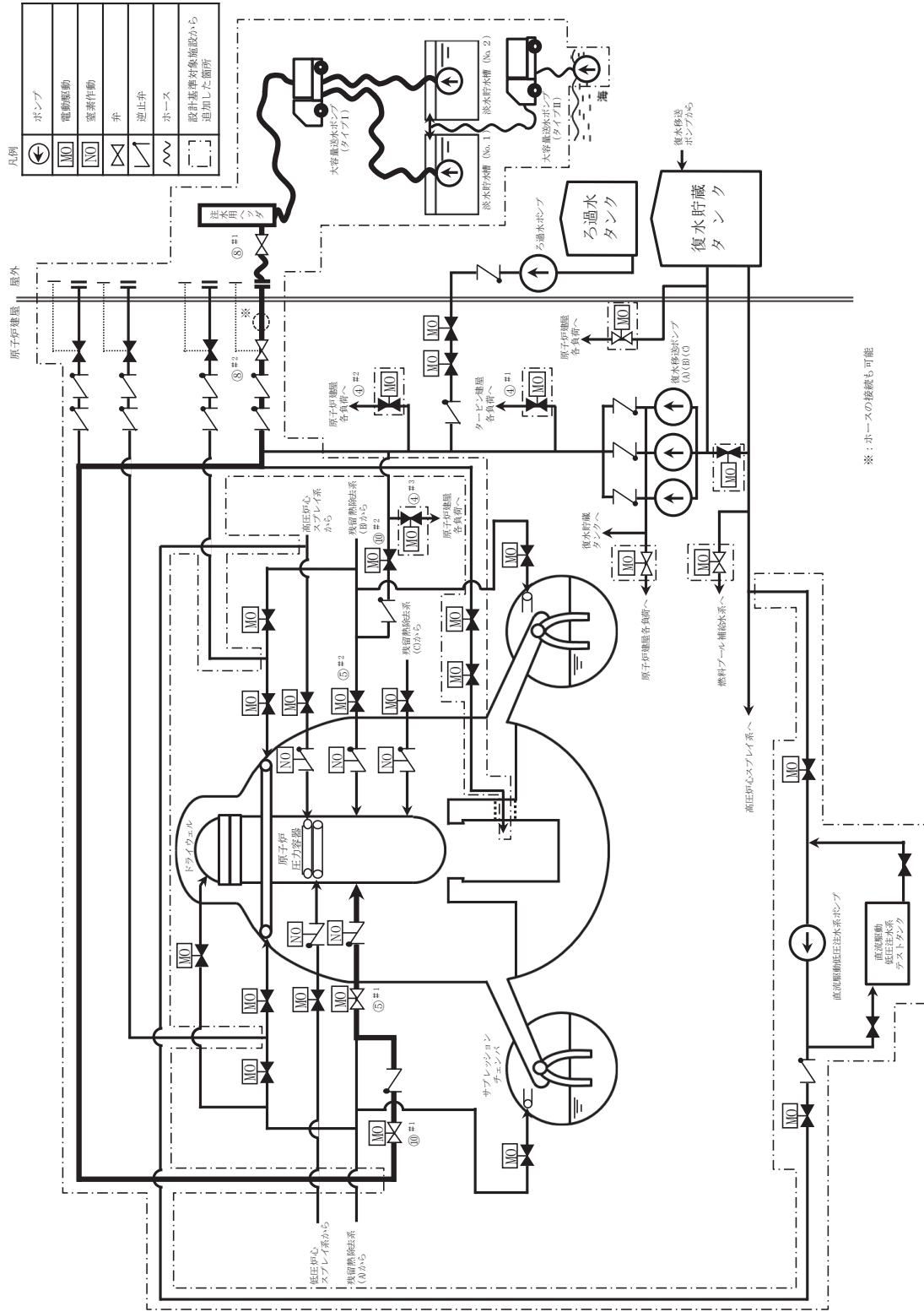
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



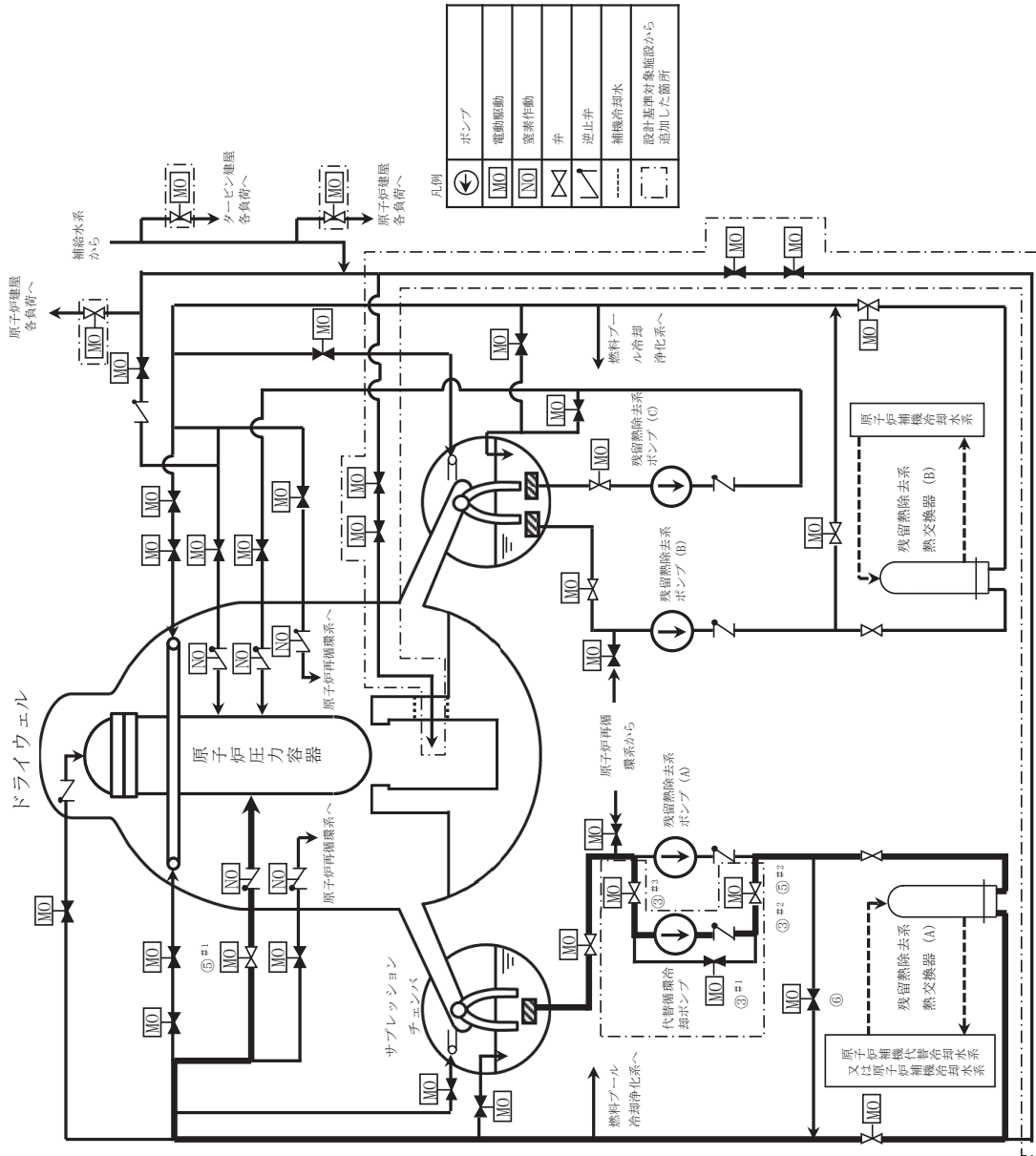
第1.4-8 図 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉压力容器への注水 概要図（1/2）



第 1.4-10 図 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉圧力容器への注水 概要図（1/2）



第 1.4-12 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水 概要図（1/2）



第 1.4-16 図 代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水 概要図 (1/2)

操作手順	弁名称
③#1	代替循環冷却ポンプバイパス弁
③#2 ⑤#2	代替循環冷却ポンプ流量調整弁
③#3	代替循環冷却ポンプ吸込弁
⑤#1	RHR A 系 LPCI 注入隔離弁
⑥	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁

#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弁があることを示す。

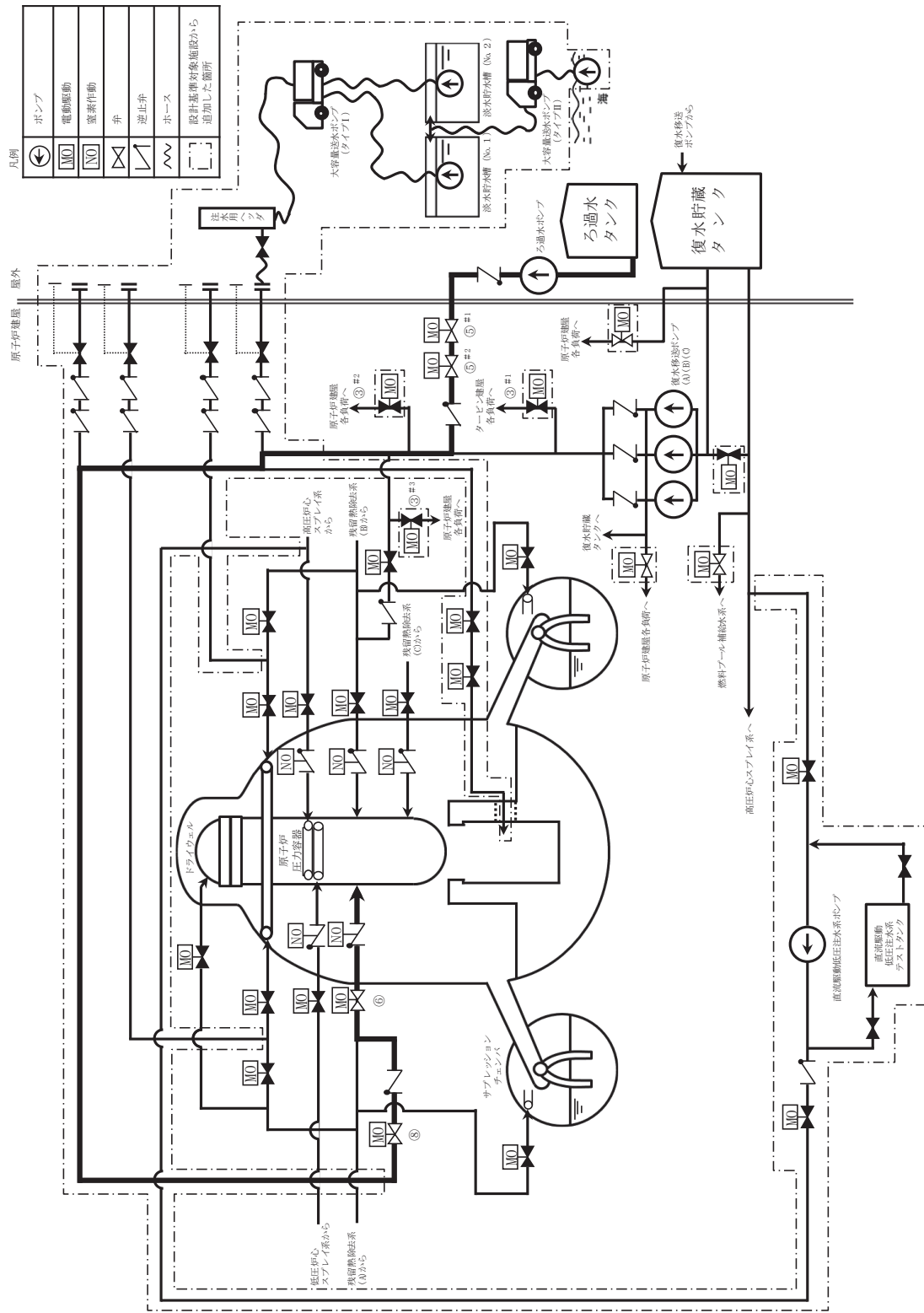
第 1.4-16 図 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 概要図 (2/2)

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	操作手順				
代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水	運転員(中央制御室) A 1	15分 原子炉圧力容器への注水											
		電源確認※1											②
													③~⑥

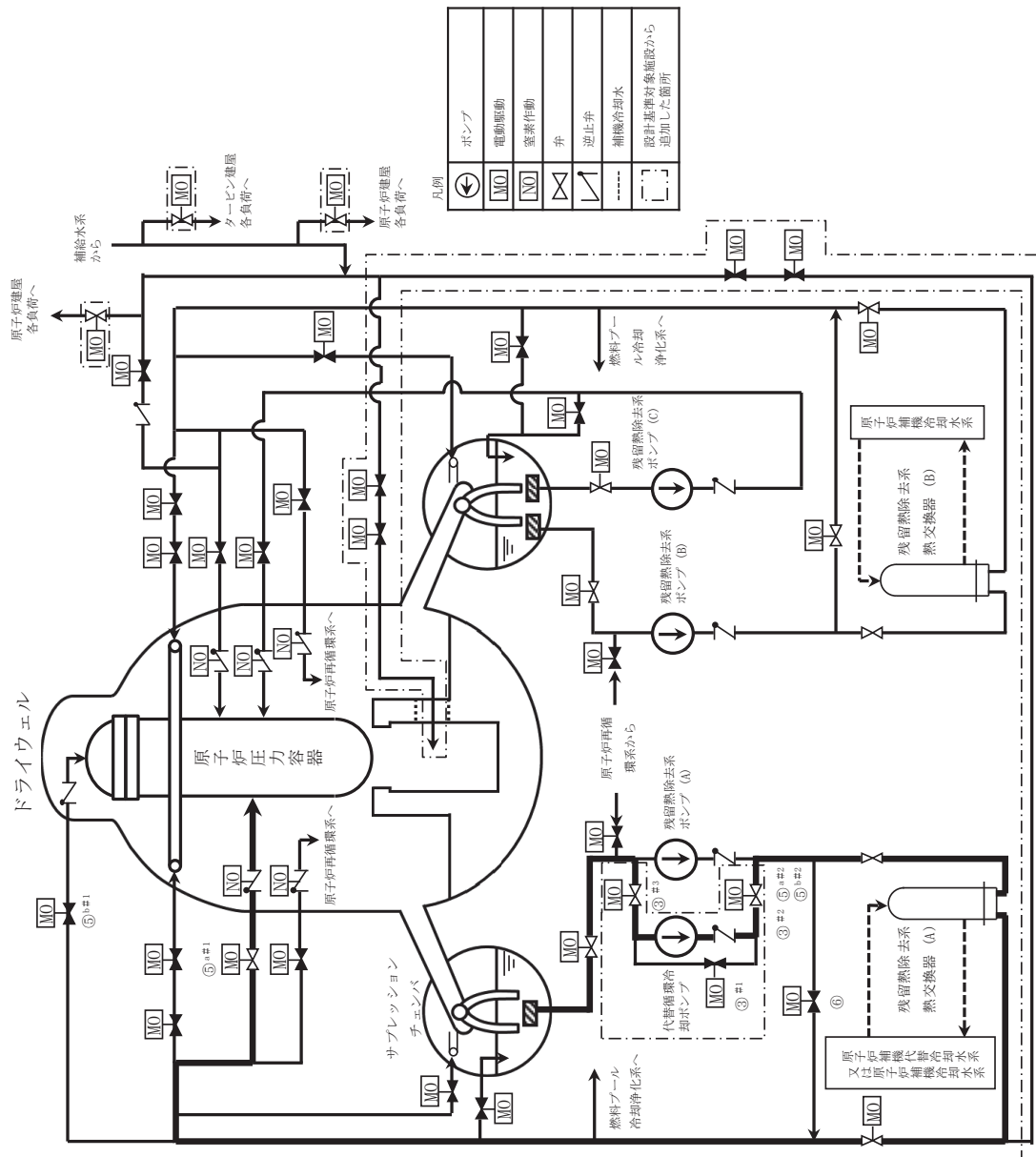
※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

第 1.4-17 図 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



第 1.4-18 図 ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水 概要図 (1/2)



第 1.4—26 図 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却 概要図 (1/2)

残留熱除去系 (A) 注入配管使用の場合

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (分)							備考
		10	20	30	40	50	60	70	
代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却 (残留熱除去系 (A) 注入配管使用の場合)	運転員 (中央制御室) A 1	15分 残存溶融炉心の冷却							操作手順 ② ③～⑤ ^a , ⑥
		電源確認 ^{*1}	系統構成, ポンプ起動 ^{*2}						

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

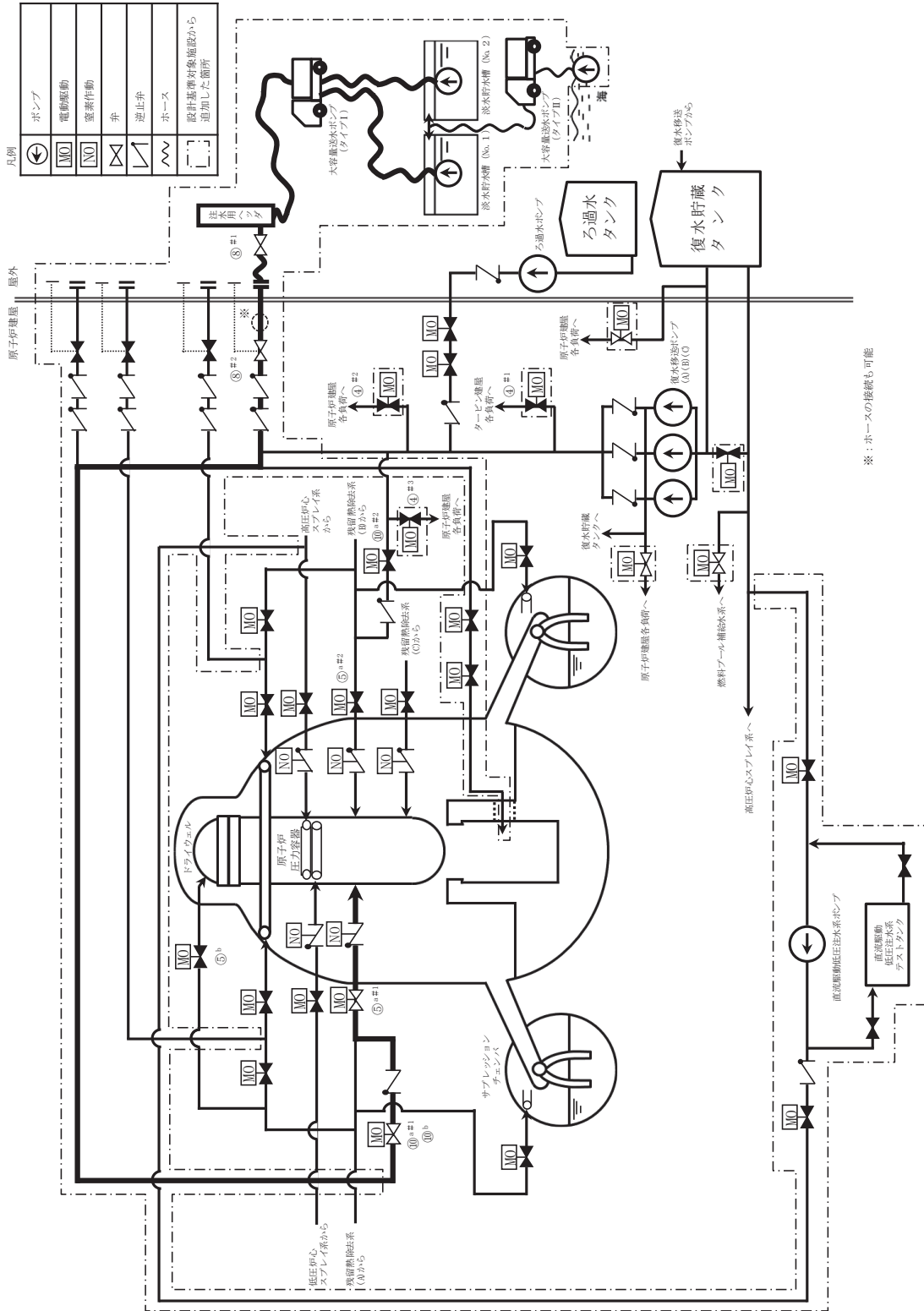
残留熱除去系へツドスプレイ配管使用の場合

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (分)							備考
		10	20	30	40	50	60	70	
代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却 (残留熱除去系へツドスプレイ配管使用の場合)	運転員 (中央制御室) A 1	20分 残存溶融炉心の冷却							操作手順 ② ③～⑤ ^b , ⑥
		電源確認 ^{*1}	系統構成, ポンプ起動 ^{*2}						

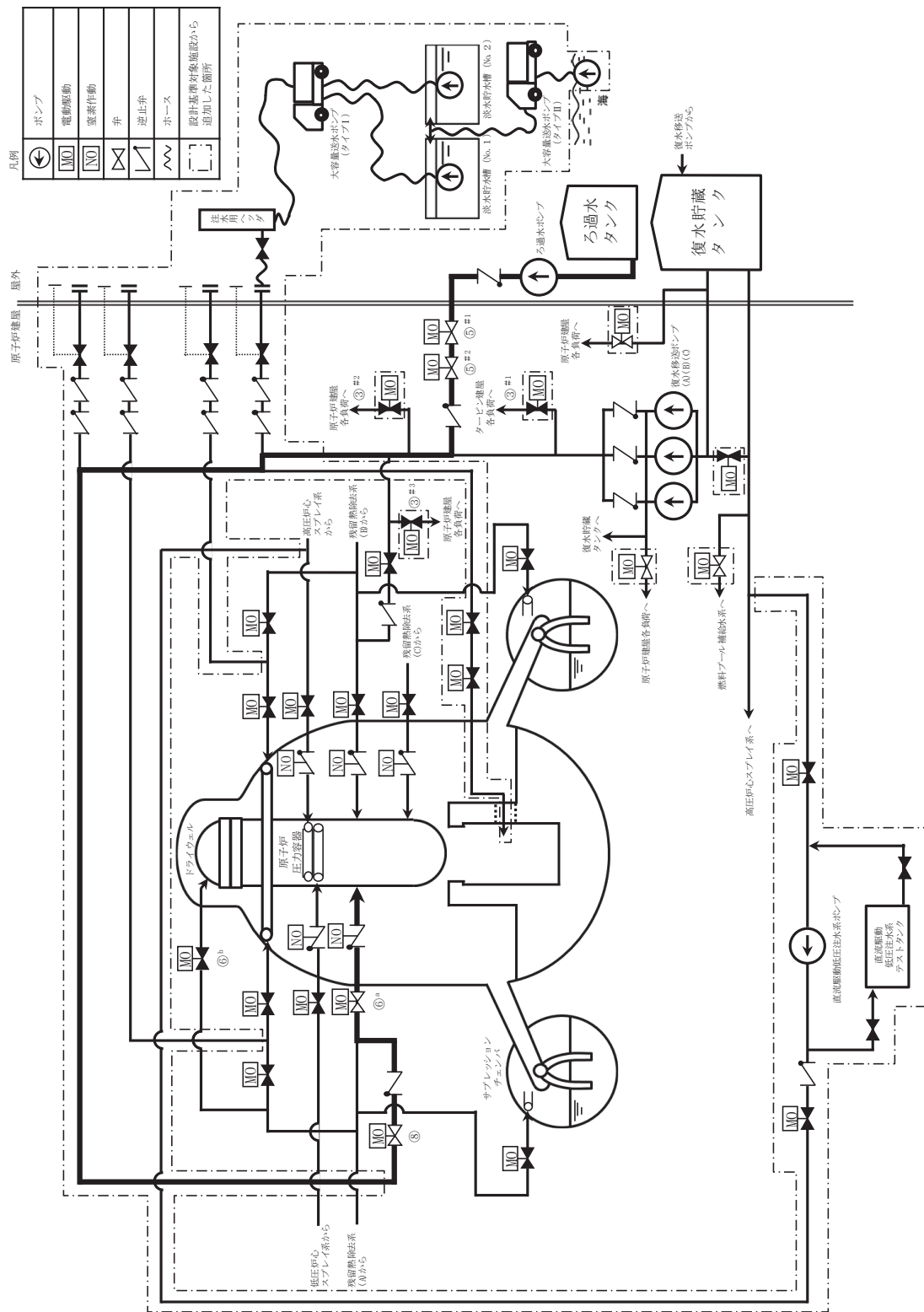
※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

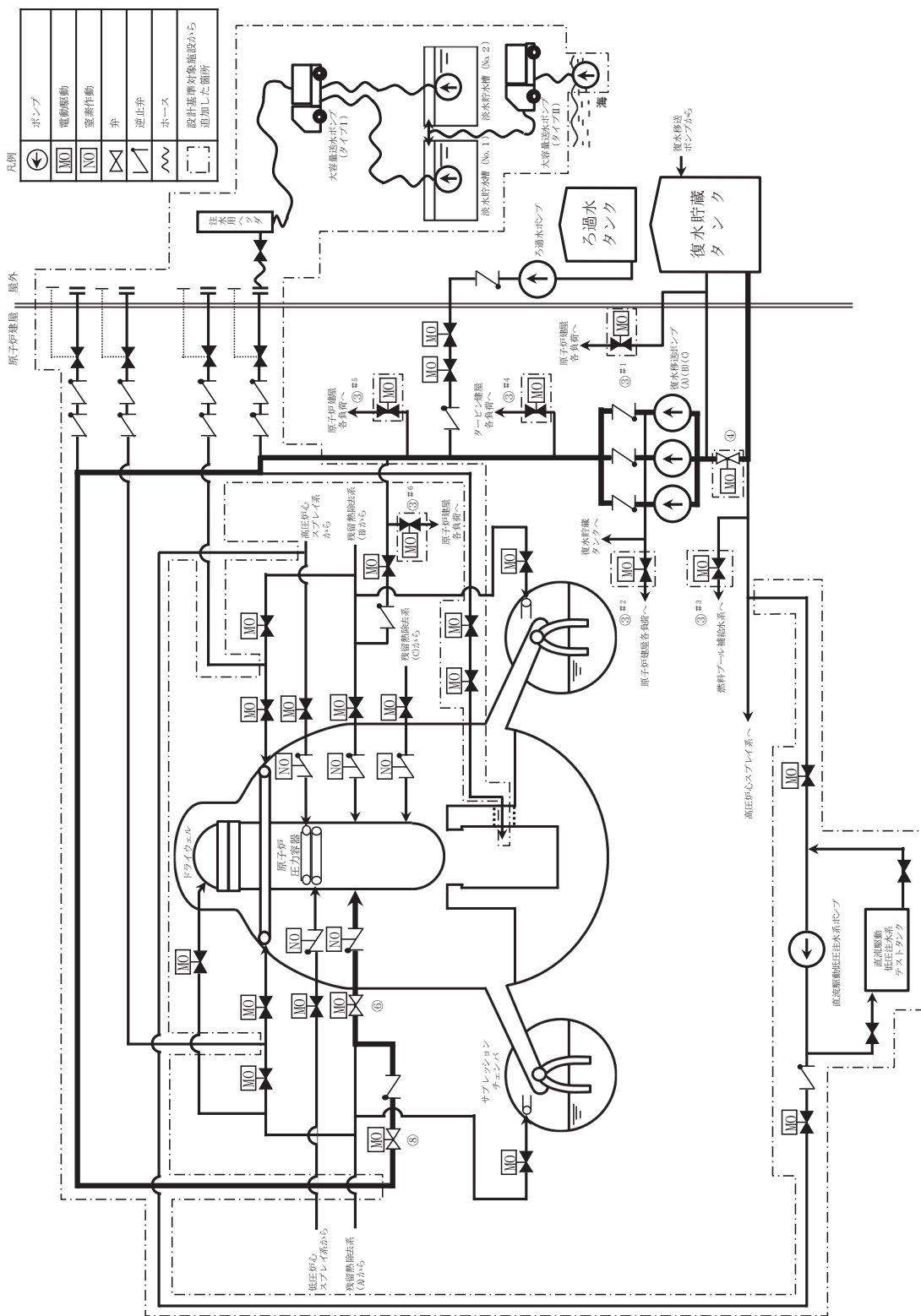
第 1.4-27 図 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却 タイムチャート



第1.4-28 図 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却 概要図（1/2）

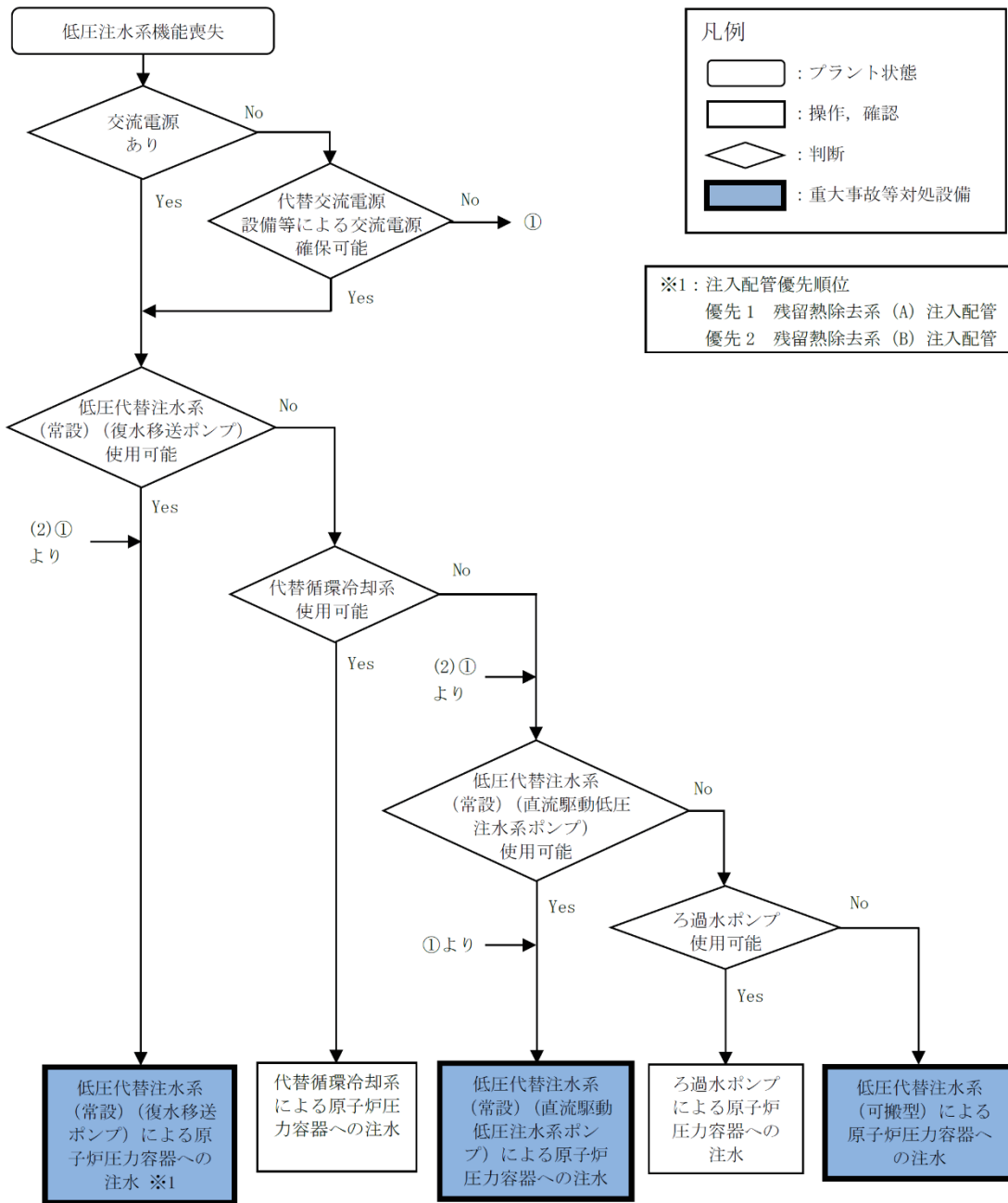


第 1.4-31 図 ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却 概要図 (1/2)



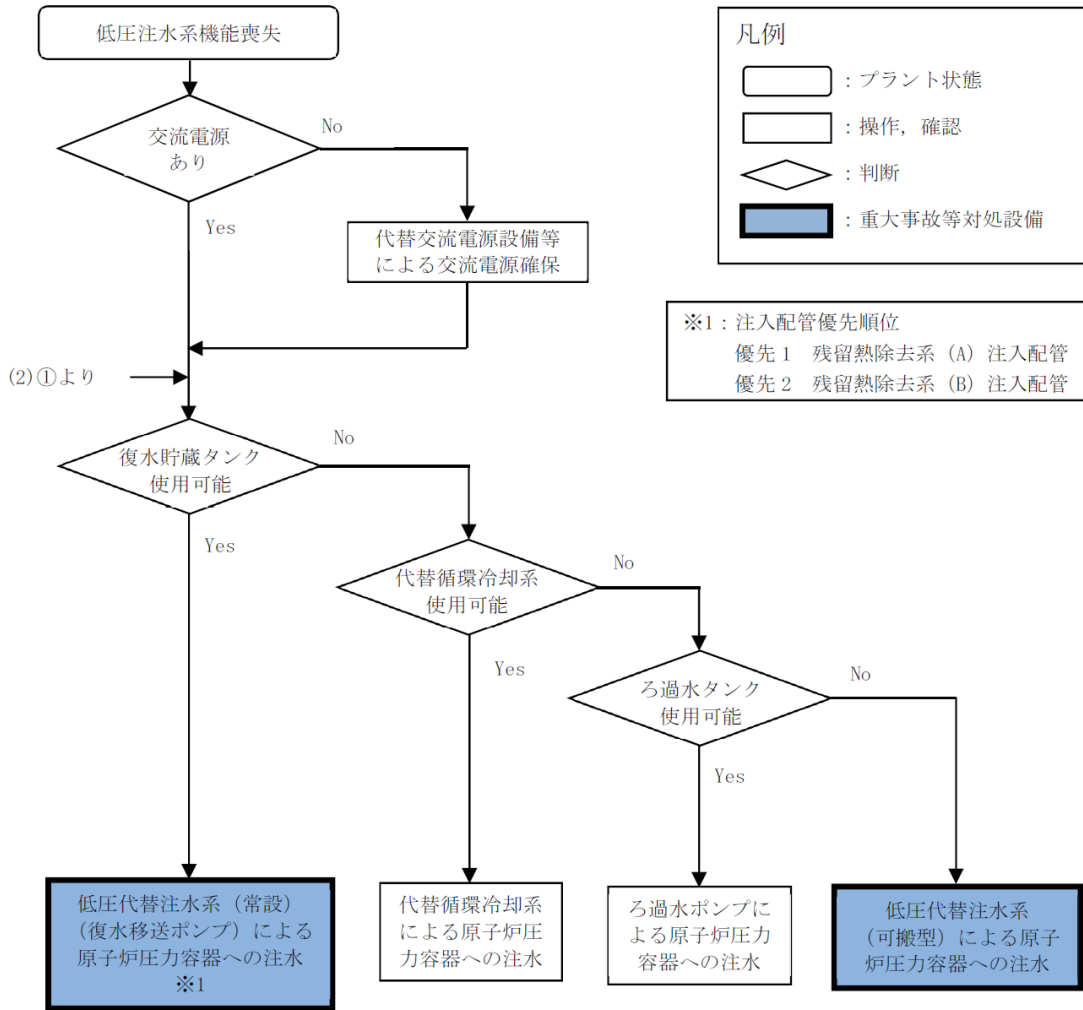
第 1.4-33 図 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水 概要図（1/2）

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択 (発電用原子炉運転中)



第 1.4-42 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/4)

(4) フロントライン系故障時の対応手段の選択（発電用原子炉停止中）



第 1.4－42 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（4/4）

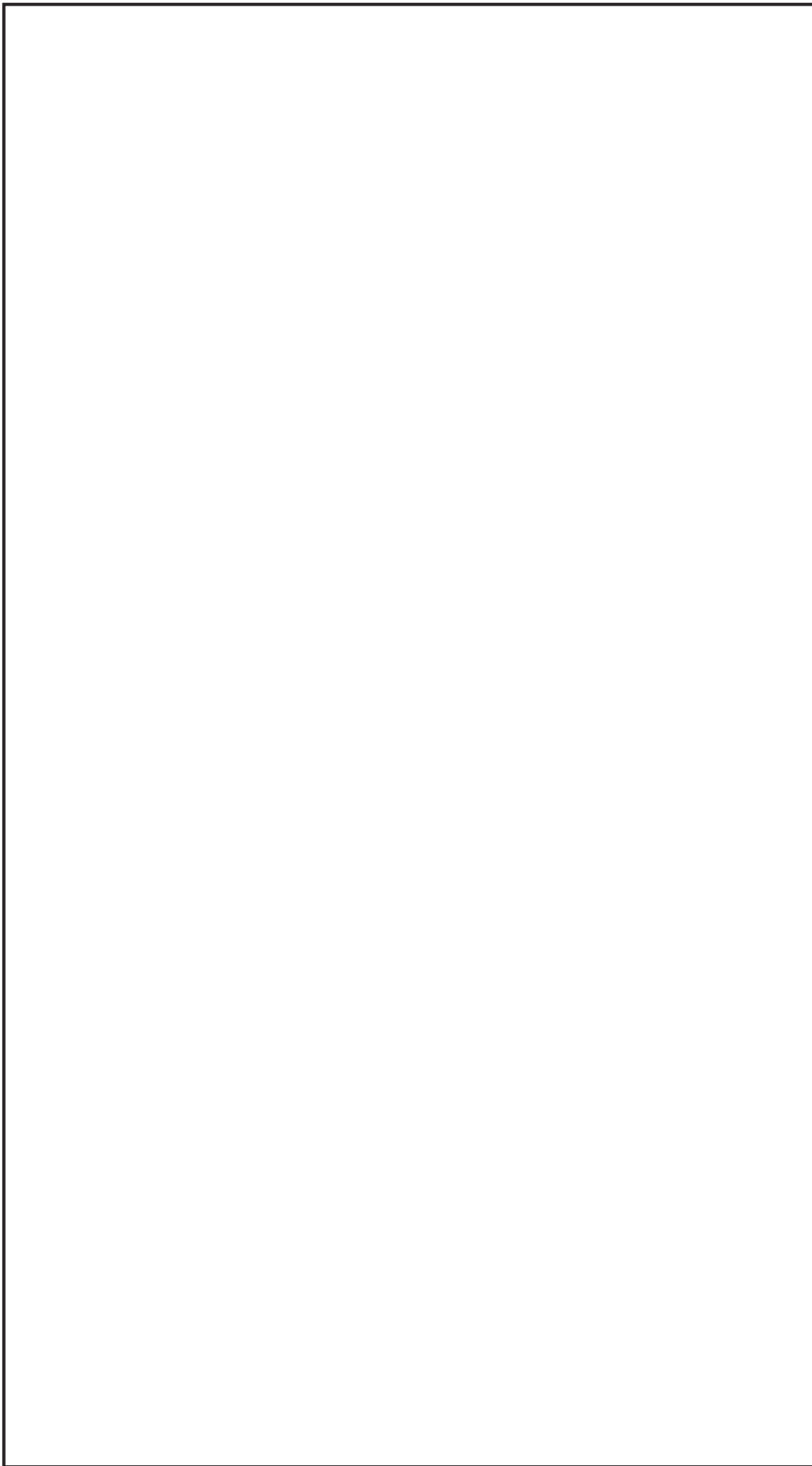
追補1「1.5」を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
1.5-31	上6	窒素供給開始まで <u>170分</u> 以内で可能である。	窒素供給開始まで <u>315分</u> 以内で可能である。
1.5-34	下5	窒素パージ開始まで <u>170分</u> 以内で可能である。	窒素パージ開始まで <u>315分</u> 以内で可能である。
1.5-78		第1.5-2図 非常時操作手順書(徴候ベース)「PCV圧力制御」における対応フロー	別紙-追補1-1.5-1に変更する。
1.5-79		第1.5-3図 非常時操作手順書(徴候ベース)「S/P温度制御」における対応フロー	別紙-追補1-1.5-2に変更する。
1.5-84		第1.5-7図 フィルタ装置への水補給 概要図(1/2)	別紙-追補1-1.5-3に変更する。
1.5-87		第1.5-9図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 概要図(1/2)	別紙-追補1-1.5-4に変更する。
1.5-88		第1.5-9図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 概要図(2/2)	別紙-追補1-1.5-5に変更する。
1.5-89		第1.5-10図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 タイムチャート	別紙-追補1-1.5-6に変更する。
1.5-90		第1.5-11図 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素パージ 概要図(1/2)	別紙-追補1-1.5-7に変更する。
1.5-92		第1.5-12図 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素パージ タイムチャート	別紙-追補1-1.5-8に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

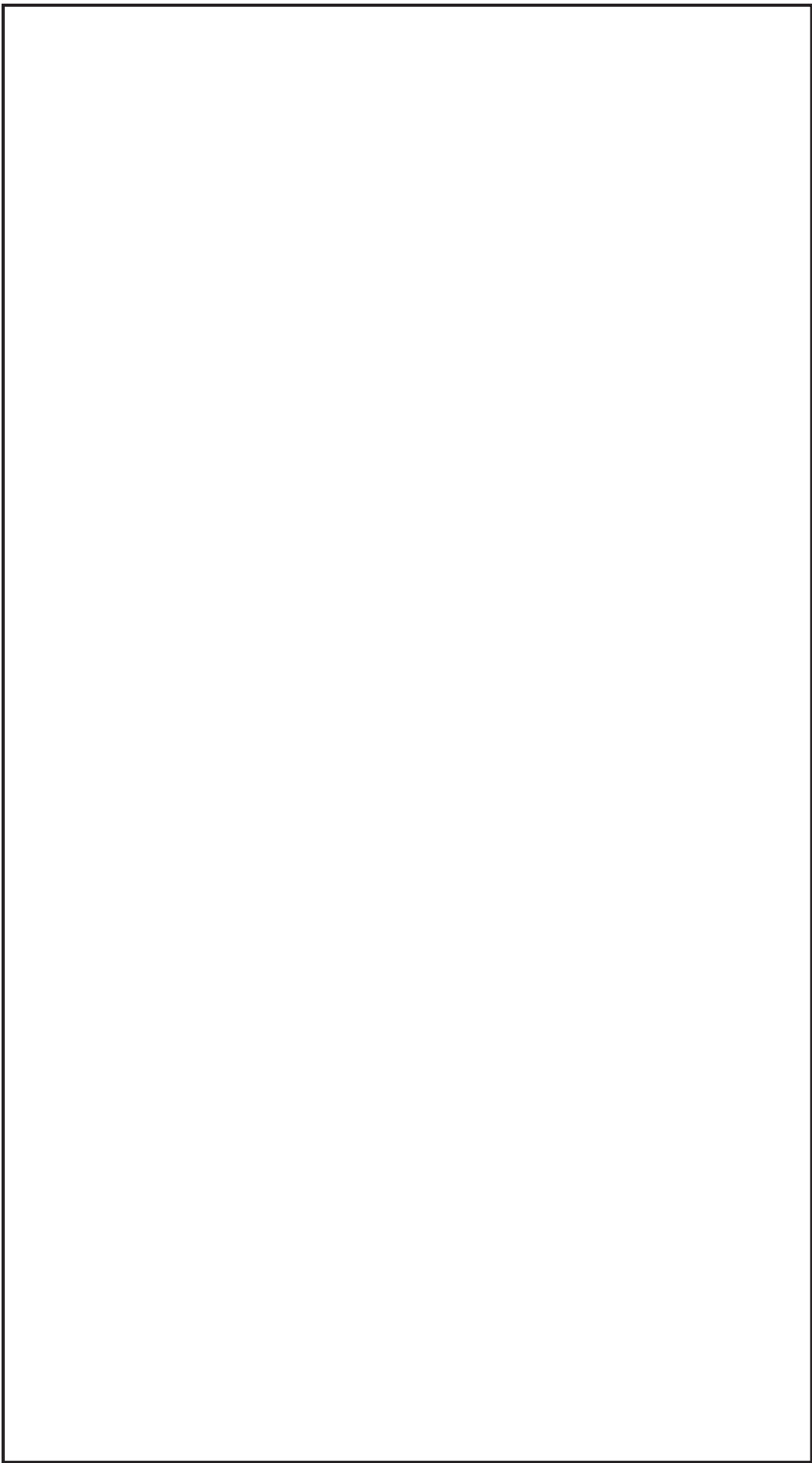
頁	行	補正前	補正後
1.5-98		第1.5-15図 フィルタ装置への薬液補給 概要図 (1/2)	別紙-追補1-1.5-9に変更する。
1.5-105		第1.5-20図 原子炉補機代替冷却水系A系による補機冷却水確保 概要図 (1/2)	別紙-追補1-1.5-10に変更する。
1.5-110		第1.5-24図 原子炉補機代替冷却水系B系による補機冷却水確保 概要図 (1/2)	別紙-追補1-1.5-11に変更する。
1.5-115		第1.5-28図 大容量送水ポンプ(タイプI)による補機冷却水確保 概要図 (1/2)	別紙-追補1-1.5-12に変更する。
1.5-119		第1.5-31図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)による補機冷却水確保 概要図	別紙-追補1-1.5-13に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。



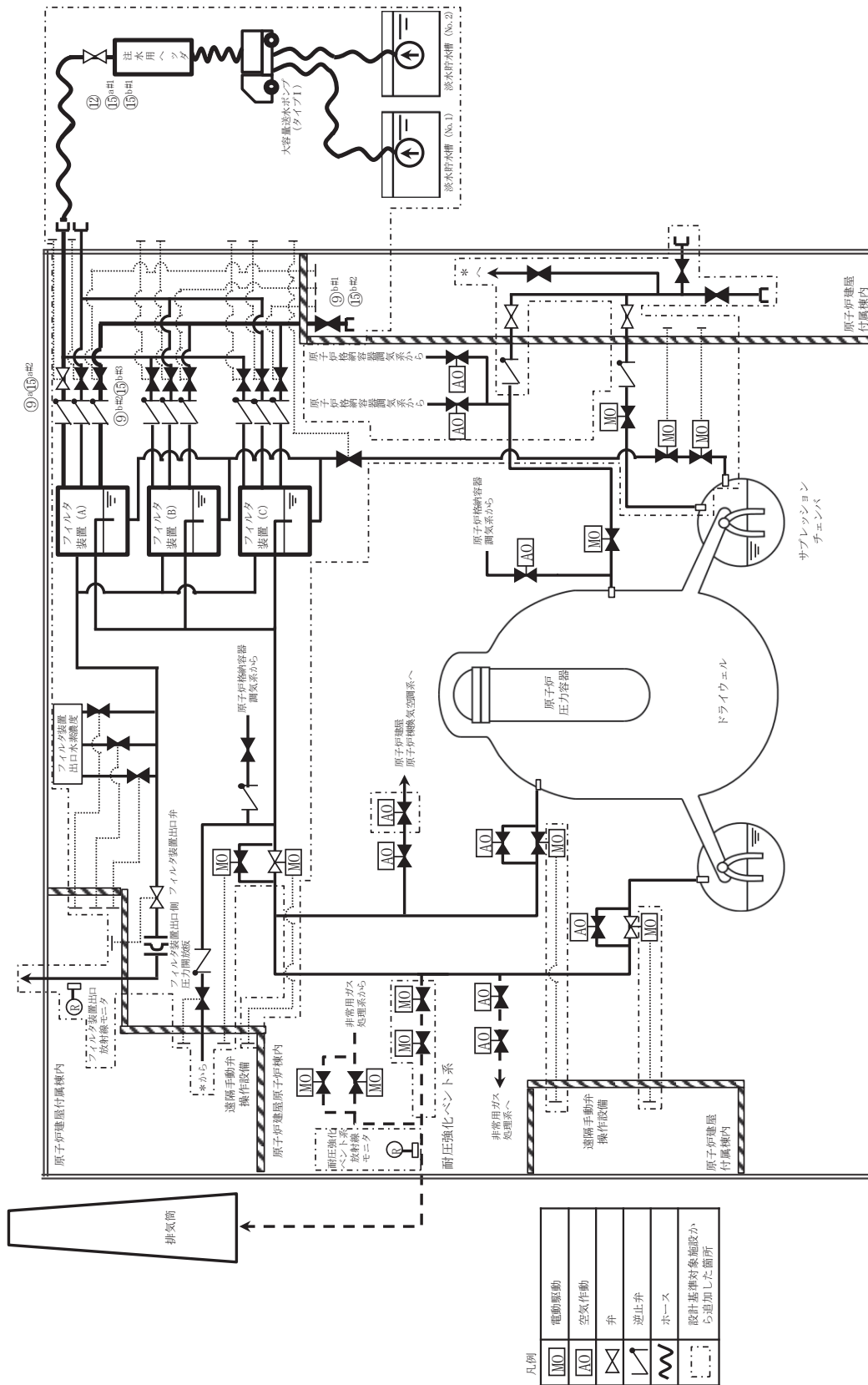
第 1.5-2 図 非常時操作手順書（徴候ベース） 「PCV 圧力制御」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

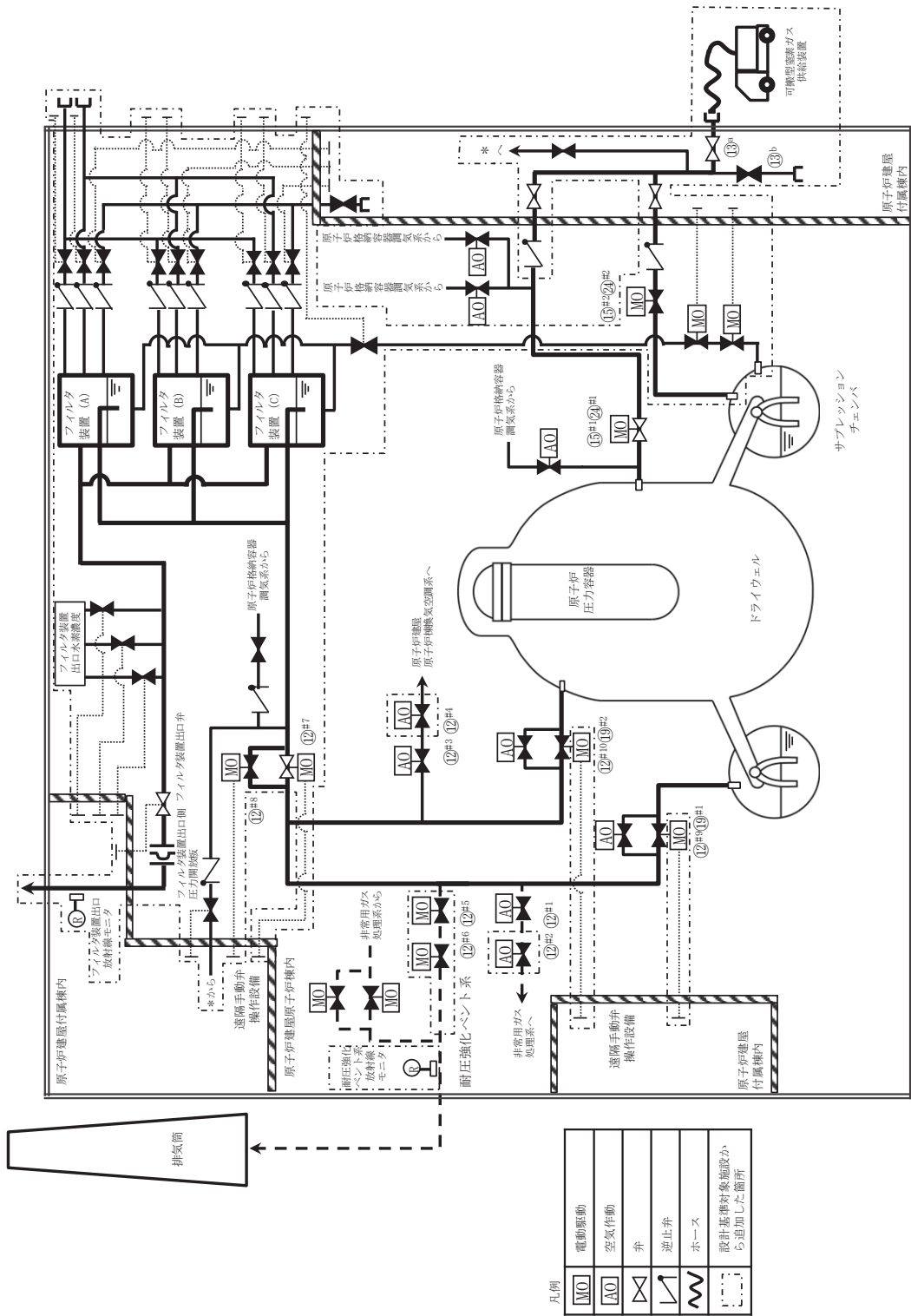


第 1.5-3 図 非常時操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.5-7 図 フィルタ装置への水補給 概要図 (1/2)



第 1.5-9 図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 概要図 (1/2)

操作手順	弁名称
⑫ ^{#1}	ベント用 SGTS 側隔離弁
⑫ ^{#2}	格納容器排気 SGTS 側止め弁
⑫ ^{#3}	ベント用 HVAC 側隔離弁
⑫ ^{#4}	格納容器排気 HVAC 側止め弁
⑫ ^{#5}	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁
⑫ ^{#6}	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁
⑫ ^{#7}	FCVS ベントライン隔離弁 (A)
⑫ ^{#8}	FCVS ベントライン隔離弁 (B)
⑫ ^{#9} ⑭ ^{#1}	S/C ベント用出口隔離弁
⑫ ^{#10} ⑭ ^{#2}	D/W ベント用出口隔離弁
⑬ ^a	PSA 窒素供給ライン元弁
⑬ ^b	建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁
⑮ ^{#1} ⑰ ^{#1}	D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁
⑮ ^{#2} ⑰ ^{#2}	S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁

#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弁があることを示す。

第 1.5-9 図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 概要図 (2/2)

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考														
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10															
可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給	運転員(中央制御室) A	電源確認 ^{※1}																								
		窒素供給準備 ^{※2}																								
		窒素供給開始 ^{※2}																								
	運転員(現場) B, C	移動・扉開放(可搬型窒素ガス供給装置接続口(建屋内)を使用する場合のみ) ^{※3}																								
		移動, 系統構成 ^{※4}																								
	重大事故等対応要員A, B	保管場所への移動 ^{※5※6}																								
		可搬型窒素ガス供給装置の移動・設置 ^{※7}																								
		発電機起動, 暖機 ^{※8※9}																								
		可搬型窒素ガス供給装置の起動 ^{※8}																								
		可搬型窒素ガス供給装置による窒素供給準備 ^{※8}																								
	重大事故等対応要員C～E	保管場所への移動 ^{※5※6}																								
		ホースの敷設, 接続 ^{※10}																								

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

※3: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に見込んだ時間

※4: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に見込んだ時間

※5: 可搬型窒素ガス供給装置の保管場所は, 第1保管エリア及び第4保管エリア

※6: 緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動時間に見込んだ時間

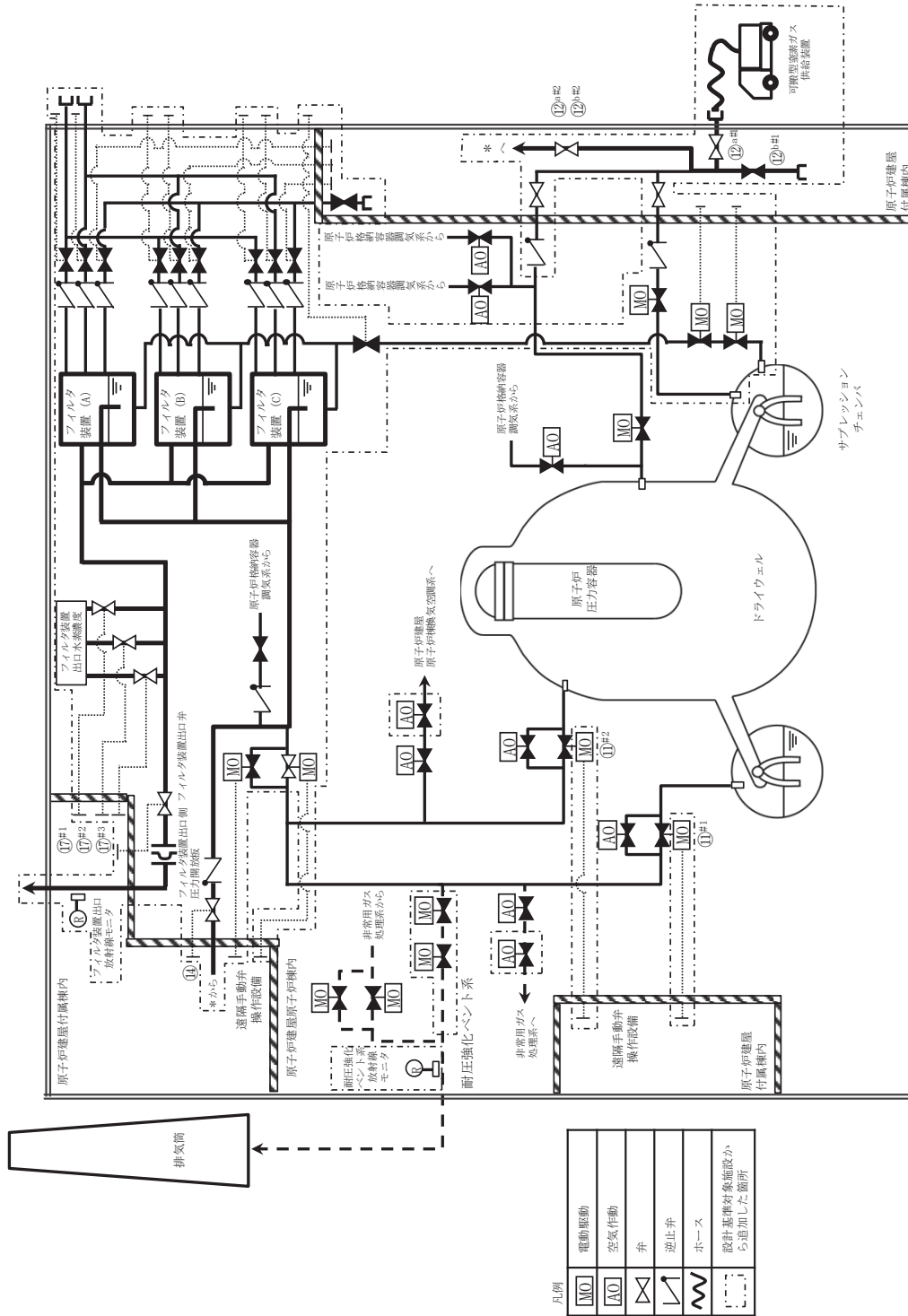
※7: 可搬型窒素ガス供給装置の移動距離として第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に見込んだ時間

※8: 可搬型窒素ガス供給装置の設計を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間

※9: 可搬型窒素ガス供給装置の暖機操作は通常時においても必要により実施する

※10: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1.5-10 図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 タイムチャート



第 1.5-11 図 原子炉格納容器フィルタバント系停止後の窒素ページ 概要図 (1/2)

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考					
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10						
原子炉格納容器フィルタバント系停止後の窒素ハーヅ	運転員(中央制御室) A	電源確認 ^{※1}														操作手順	
		系統構成 ^{※2}															③
		フィルタ装置出口水素濃度計起動 ^{※2}															⑪
	運転員(現場) B, C	移動・扉開放(可搬型窒素ガス供給装置接続口(建屋内)を使用する場合のみ) ^{※3}															⑧
		移動・系統構成・窒素供給開始 ^{※4}															⑫ ^① , ⑬, ⑭
	重大事故等対応要員 A, B	系統構成 ^{※4}															⑰
		保管場所への移動 ^{※5※6}															
		可搬型窒素ガス供給装置の移動・設置 ^{※7}															
		発電機起動, 暖機 ^{※8※9}															⑤, ⑨
		可搬型窒素ガス供給装置の起動 ^{※8}															
重大事故等対応要員 C~E	可搬型窒素ガス供給装置による窒素供給準備 ^{※8}																
	保管場所への移動 ^{※5※6}														⑤, ⑨		
		ホースの敷設, 接続 ^{※10}															

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

※3: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間

※4: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

※5: 可搬型窒素ガス供給装置の保管場所は, 第1保管エリア及び第4保管エリア

※6: 緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動時間に余裕を見込んだ時間

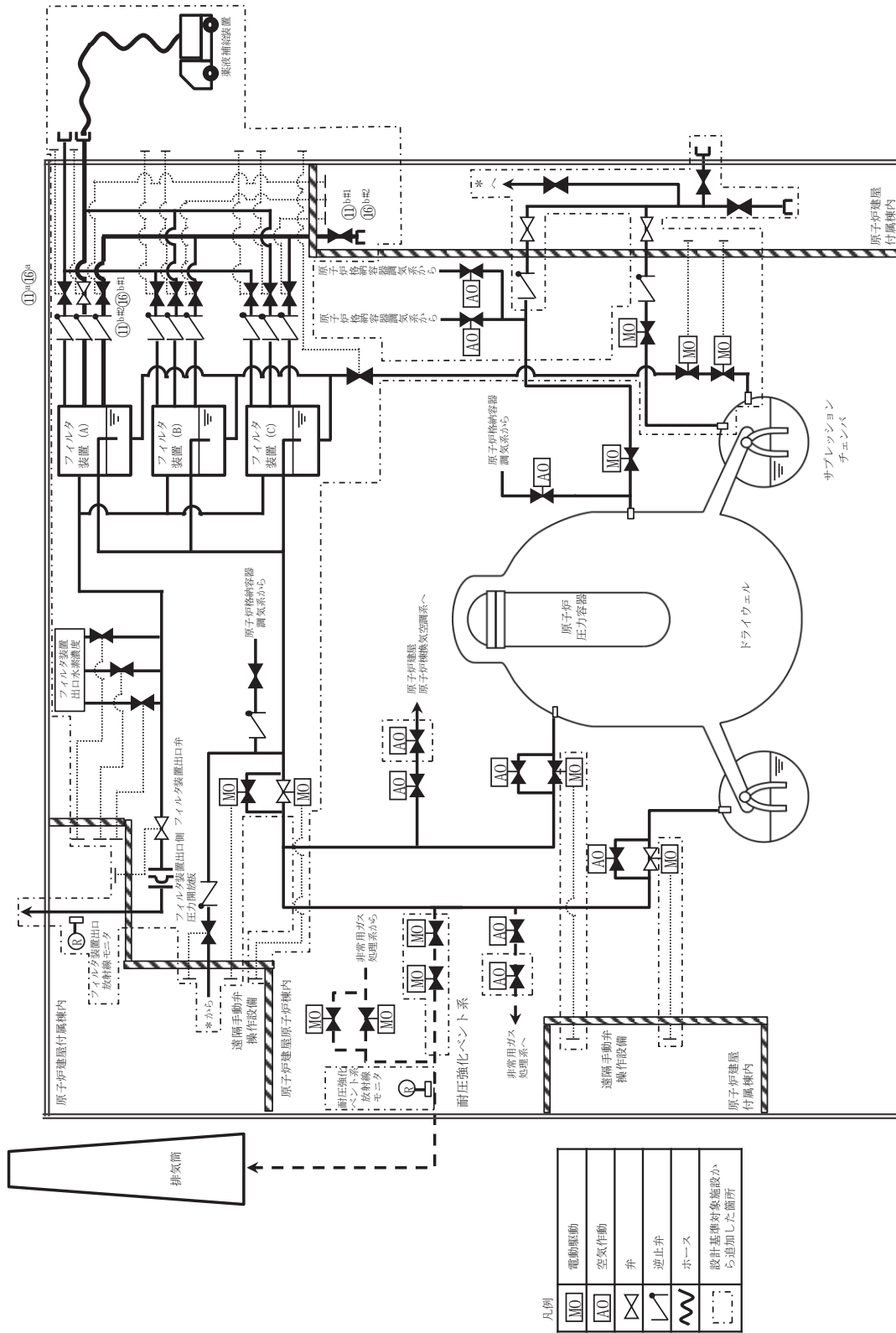
※7: 可搬型窒素ガス供給装置の移動時間として第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に余裕を見込んだ時間

※8: 可搬型窒素ガス供給装置の設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

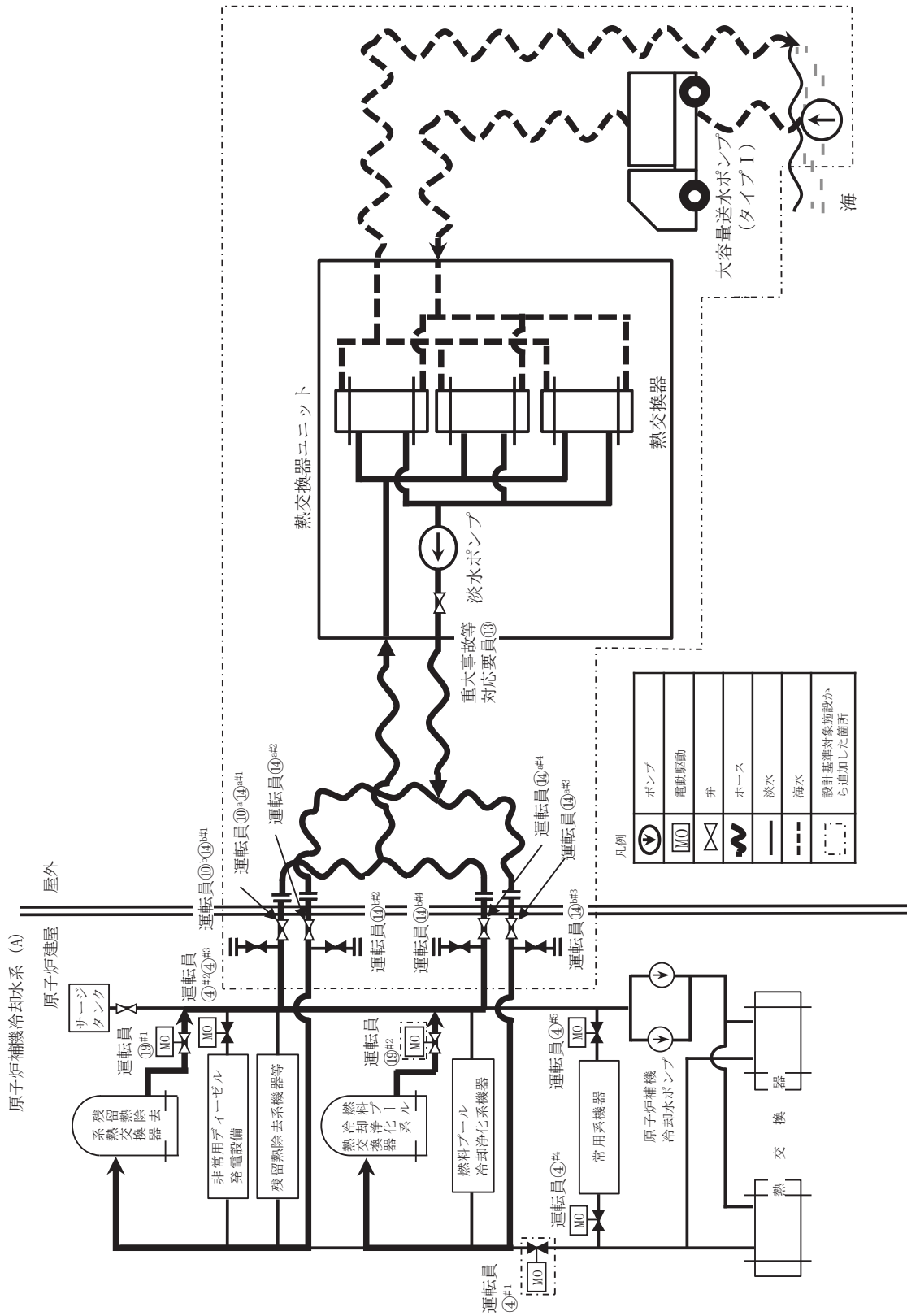
※9: 可搬型窒素ガス供給装置の暖機操作は通常時においても必要により実施する

※10: ホース仕様を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

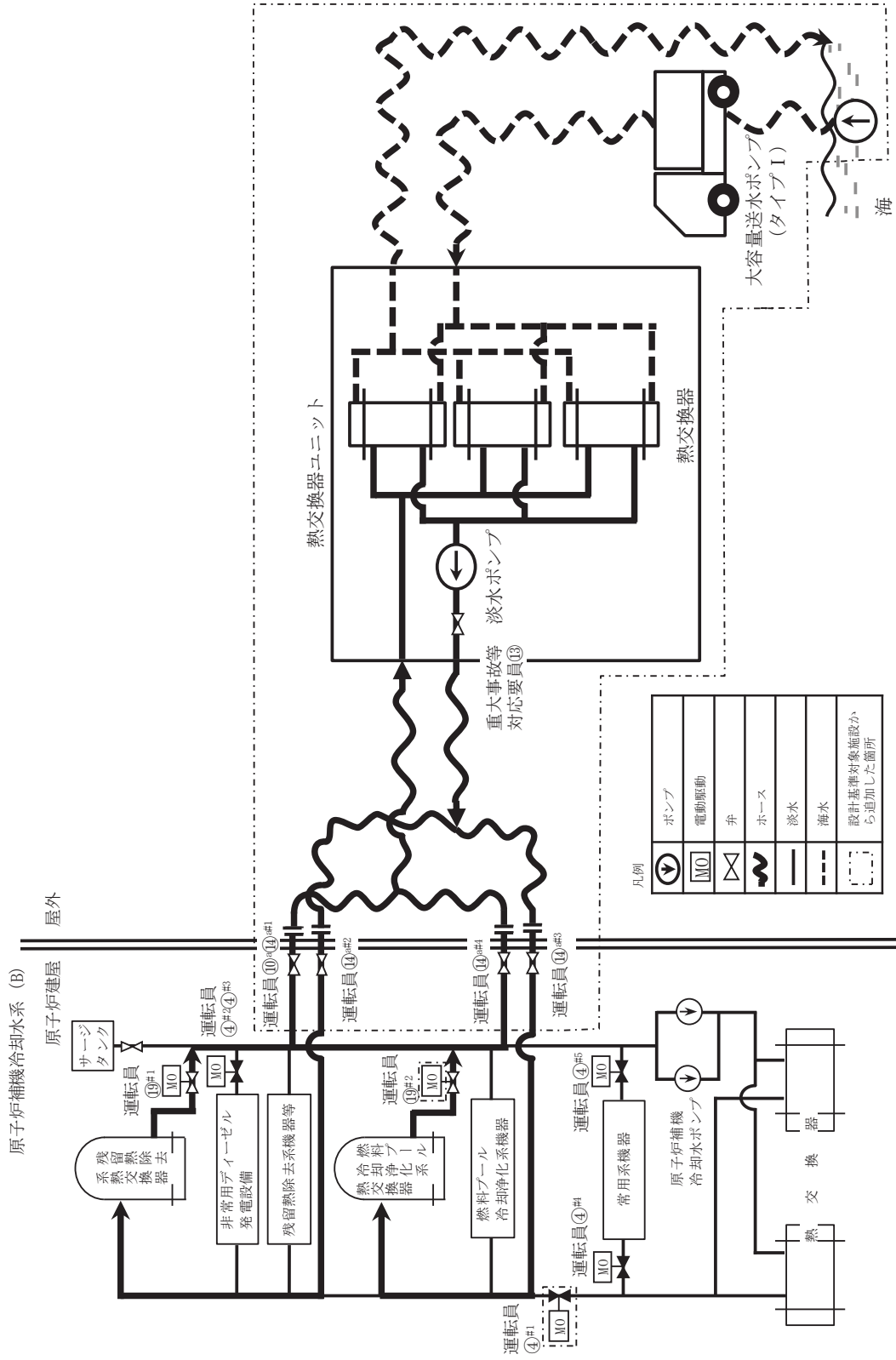
第 1.5-12 図 原子炉格納容器フィルタバント系停止後の窒素ハーヅ タイムチャート



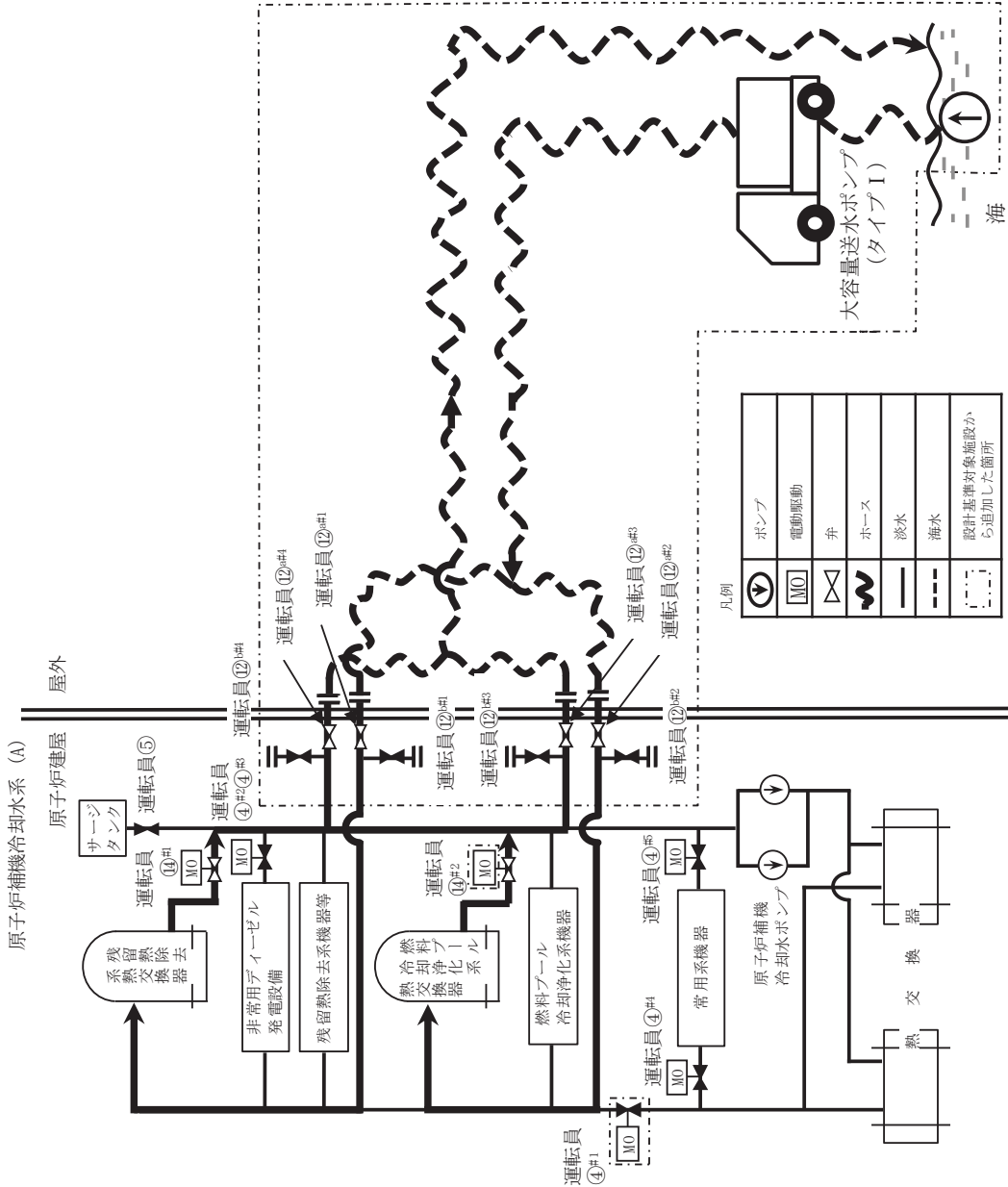
第 1.5-15 図 フィルタ装置への薬液補給 概要図 (1/2)



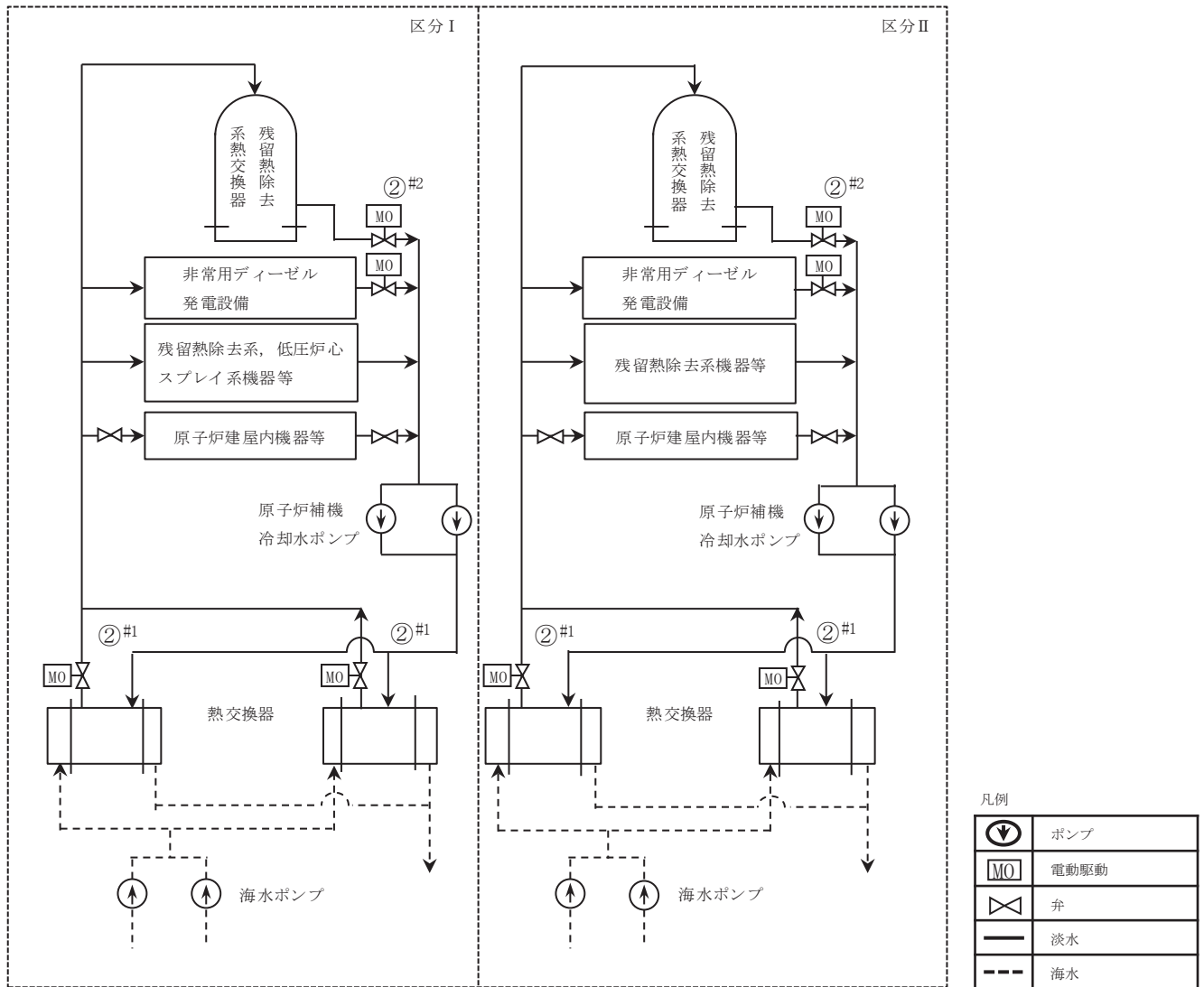
第 1.5-20 図 原子炉補機代替冷却水系 A 系による補機冷却水確保 概要図 (1/2)



第 1.5-24 図 原子炉補機代替冷却水系 B 系による補機冷却水確保 概要図 (1/2)



第 1.5-28 図 大容量送水ポンプ (タイプ I) による補機冷却水確保 概要図 (1/2)



操作手順	弁名称
②#1	RCW 熱交換器冷却水出口弁
②#2	RHR 熱交換器冷却水出口弁

#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弁があることを示す。

第 1.5-31 図 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）による補機冷却水確保 概要図

追補1「1.6」を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
1.6-2	上3～上4	<u>ドライウエル</u> 内	<u>原子炉格納容器</u> 内
1.6-2	上5	<u>ドライウエル</u> 内	<u>原子炉格納容器</u> 内
1.6-2	上6～上7	<u>ドライウエル</u> 内	<u>原子炉格納容器</u> 内
1.6-2	下8～下7	<u>ドライウエル</u> 内	<u>原子炉格納容器</u> 内
1.6-2	下6	<u>ドライウエル</u> 内	<u>原子炉格納容器</u> 内
1.6-2	下5～下4	<u>ドライウエル</u> 内	<u>原子炉格納容器</u> 内
1.6-19	上5～上6	<u>ドライウエル</u> 内	<u>原子炉格納容器</u> 内
1.6-19	上9	<u>ドライウエル</u> 内	<u>原子炉格納容器</u> 内
1.6-19	下5	とは、 <u>圧力抑制室圧力</u> 又は <u>ドライウエル温度</u> 指示値が	とは、 <u>ドライウエル圧力</u> 、 <u>圧力抑制室圧力</u> 、 <u>ドライウエル温度</u> 又は <u>圧力抑制室水位</u> 指示値が
1.6-19 ～	下1 ～	<u>ドライウエル</u> 内	<u>原子炉格納容器</u> 内
1.6-20	上1		
1.6-20	上2	<u>ドライウエル</u> 内	<u>原子炉格納容器</u> 内
1.6-20	上3	手順も同様 ₂)。	手順も同様 ₂)。
1.6-20	上4～上5	第1.6-10図 ₂ 示す。	第1.6-10図 ₂ に示す。
1.6-20	上7～上8	<u>ドライウエル</u> 内	<u>原子炉格納容器</u> 内
1.6-20	上10	<u>ドライウエル</u> 内	<u>原子炉格納容器</u> 内
1.6-21	上7	<u>ドライウエル</u> 内	<u>原子炉格納容器</u> 内
1.6-21	上10	<u>ドライウエル</u> 内	<u>原子炉格納容器</u> 内
1.6-21	下12～下11	<u>ドライウエル</u> 内	<u>原子炉格納容器</u> 内

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.6-21	下10	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-21	下5	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-21	下4～下3	その後、 <u>圧力抑制室圧力又はドライウエル温度_指示値</u> が	その後、 <u>ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力、ドライウエル温度又は圧力抑制室水位指示値</u> が
1.6-21	下2～下1	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-22	上12	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-22	下12	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-22	下9	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-22	下7	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-23	上7	とは、 <u>圧力抑制室圧力又はドライウエル温度_指示値</u> が	とは、 <u>ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力、ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度又は圧力抑制室水位指示値</u> が
1.6-23	上11	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-23	上13	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-23	上13	手順も同様 ₂)。	手順も同様 ₁)。
1.6-23	下9	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-23	下7～下6	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-24	上3と上4の間	(記載追加)	⑤ 発電課長は、原子炉格納容器内のスプレイ先を第1.6-4表に基づきドライウエル又はサプレッションチェンバを選択し、運転員に系統構成を指示する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.6-24	上4	⑤	⑥
1.6-24	上6	⑥	⑦ ^a ドライウエル内にスプレ イする場合
1.6-24	上8	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-24	上9と上10 の間	(記載追加)	⑦ ^b サプレッションチェンバ 内にスプレイする場合 運転員(中央制御室)Aは、 RHR ヘッドスプレイライン 洗浄流量調整弁の開操作を 実施し、発電課長にろ過水ポ ンプによる原子炉格納容器 内へのスプレイの準備完了 を報告する。
1.6-24	上10	⑦	⑧
1.6-24	上10	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-24	上12	⑧	⑨ ^a ドライウエル内にスプレ イする場合
1.6-24	上13	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-24	下12と下11 の間	(記載追加)	⑨ ^b サプレッションチェンバ 内にスプレイする場合 運転員(中央制御室)Aは、 RHR A系S/C スプレイ隔離 弁の全開操作を実施し原子 炉格納容器内へのスプレイ を開始する。
1.6-24	下11	⑨	⑩
1.6-24	下11	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-24	下7～下6	なお、圧力抑制室圧力、ドラ イウエル温度_又は圧力抑制 室水位指示値が	なお、圧力抑制室圧力、ドラ イウエル温度、 <u>圧力抑制室内 空気温度</u> 又は圧力抑制室水 位指示値が

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.6-24	下5	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-24	下4～下3	その後、 <u>圧力抑制室圧力又はドライウエル温度</u> 指示値が	その後、 <u>ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力、ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度又は圧力抑制室水位</u> 指示値が
1.6-24	下2～下1	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-25	上3～上4	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁の全閉操作	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁又はRHR A 系S/C スプレイ隔離弁の全閉操作
1.6-25	上9～上10	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-25	上11～上12	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-25	下12～下11	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-25	下10	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-26	上5～上6	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-26	上8	と同様)。	と同様)。
1.6-26	上12～上13	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-26	下9	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-26	下4	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-27	上5	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-27	上10	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-28	下7	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-28	下4～下3	とは、 <u>圧力抑制室圧力又はドライウエル温度</u> 指示値が	とは、 <u>ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力、ドライウエル温度又は圧力抑制室水位</u> 指示値が

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.6-29	上4	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-29	上10	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-29	上11～上12	その後、 <u>圧力抑制室圧力又はドライウエル温度_指示値が</u>	その後、 <u>ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力、ドライウエル温度又は圧力抑制室水位指示値が</u>
1.6-29	下11～下10	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-29	下2	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-31	上2	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-31	上4	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-31	上5～上6	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-31	上6～上8	<u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイ手段と同時並行で準備する。</u>	<u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができないと判断した時点で、準備を開始する。</u>
1.6-31	上10	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-31	上11	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-31	上12	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-31	上12～上14	<u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、ドライウエル内へのスプレイのための系統構成が完了してから、</u>	<u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において、</u>
1.6-31	下11	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-37	下1	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.6-38	上4～上5	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-38	上9	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-39	上7～上8	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-39	上9	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-39	下7	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-39	下5	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-39	下1	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-40	上1	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-40	下1	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-41	上1	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-41	上2	<u>の操作手順と同様である。</u>	<u>のうちドライウエル内にス プレイする場合の操作手順 と同様である。</u>
1.6-41	上10～上11	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-41	上12～上13	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-41	下9	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-41	下7	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-42	下11～下10	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-42	下9	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-43	上3	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-46	上3	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-46	上5	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.6-46	上6～上7	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-46	上7～上9	<u>原子炉格納容器代替スプレ イ冷却系（常設）によるドラ イウエル内へのスプレイ手 段と同時並行で準備する。</u>	<u>残留熱除去系（格納容器スプレ イ冷却モード）による原子 炉格納容器内へのスプレイ ができないと判断した時点 で、準備を開始する。</u>
1.6-46	上11	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-46	上12	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-46	上13	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-46	下12～下11	<u>ドライウエル内へのスプレ イのための系統構成が完了 してから、</u>	<u>原子炉格納容器代替スプレ イ冷却系（常設）による原子 炉格納容器内へのスプレイ ができない場合において、</u>
1.6-46	下10	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-50	下1	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.6-57		第1.6-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 対応手段、対処設備、手順書一覧 (2/6)	別紙-追補1-1.6-1に変更する。
1.6-62		第1.6-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (1/13)	別紙-追補1-1.6-2に変更する。
1.6-63		第1.6-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (2/13)	別紙-追補1-1.6-3に変更する。
1.6-64		第1.6-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (3/13)	別紙-追補1-1.6-4に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.6-67		第1.6-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (6/13)	別紙-追補1-1.6-5に変更する。
1.6-68		第1.6-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (7/13)	別紙-追補1-1.6-6に変更する。
1.6-69		第1.6-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (8/13)	別紙-追補1-1.6-7に変更する。
1.6-76		第1.6-4表 原子炉格納容器内へのスプレイ起動, 停止の判断基準	別紙-追補1-1.6-8に変更する。
1.6-77		第1.6-5表 原子炉格納容器内へのスプレイ起動, 停止の判断基準	別紙-追補1-1.6-9に変更する。
1.6-79		第1.6-2図 非常時操作手順書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」における対応フロー	別紙-追補1-1.6-10に変更する。
1.6-81		第1.6-4図 非常時操作手順書 (徴候ベース) 「S/P温度制御」における対応フロー	別紙-追補1-1.6-11に変更する。
1.6-82		第1.6-5図 非常時操作手順書 (徴候ベース) 「S/P水位制御」における対応フロー	別紙-追補1-1.6-12に変更する。
1.6-86		第1.6-9図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) によるドライウェル内へのスプレイ 概要図 (1/2)	別紙-追補1-1.6-13に変更する。
1.6-87	下1	第1.6-9図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) による <u>ドライウェル内</u> へのスプレイ 概要図 (2/2)	第1.6-9図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) による <u>原子炉格納容器内</u> へのスプレイ 概要図 (2/2)

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.6-88		第1.6-10図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイ タイムチャート	別紙-追補1-1.6-14に変更する。
1.6-89		第1.6-11図 ろ過水ポンプによるドライウエル内へのスプレイ 概要図 (1/2)	別紙-追補1-1.6-15に変更する。
1.6-90		第1.6-11図 ろ過水ポンプによるドライウエル内へのスプレイ 概要図 (2/2)	別紙-追補1-1.6-16に変更する。
1.6-91		第1.6-12図 ろ過水ポンプによるドライウエル内へのスプレイ タイムチャート	別紙-追補1-1.6-17に変更する。
1.6-92		第1.6-13図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイ 概要図 (1/2)	別紙-追補1-1.6-18に変更する。
1.6-93	下1	第1.6-13図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による <u>ドライウエル内</u> へのスプレイ 概要図 (2/2)	第1.6-13図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による <u>原子炉格納容器内</u> へのスプレイ 概要図 (2/2)
1.6-94		第1.6-14図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイ タイムチャート	別紙-追補1-1.6-19に変更する。
1.6-95		第1.6-15図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイ タイムチャート	別紙-追補1-1.6-20に変更する。
1.6-96		第1.6-16図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイ タイムチャート	別紙-追補1-1.6-21に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.6-105		第1.6-25図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/3)	別紙-追補1-1.6-22に変更する。
1.6-106		第1.6-25図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/3)	別紙-追補1-1.6-23に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2/6）

（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
フロントライン系故障時	残留熱除去系 （格納容器スプレイ冷却モード）	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設） による原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ※3 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	重大事故等 対処設備 （設計基準拡張）	非常時操作手順書（徴候ベース） 「PCV 圧力制御」等 非常時操作手順書（設備別） 「復水移送ポンプによるドライウエル代替スプレイ」
			非常用交流電源設備 ※2		
		原子炉格納容器内によるろ過水ポンプによる冷却	ろ過水ポンプ ろ過水タンク ろ過水系 配管・弁 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管 原子炉格納容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	非常時操作手順書（徴候ベース） 「PCV 圧力制御」等 非常時操作手順書（設備別） 「ろ過水ポンプによるドライウエル代替スプレイ」 「ろ過水ポンプによるサブプレッションチェンバ代替スプレイ」
		原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型） による原子炉格納容器内の冷却	大容量送水ポンプ（タイプ I） ※3 ホース延長回収車 ※3 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※3 残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2	重大事故等 対処設備	非常時操作手順書（徴候ベース） 「PCV 圧力制御」等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タイプ I）によるドライウエル代替スプレイ」 「大容量送水ポンプによる送水」 ※3
			非常用交流電源設備 ※2	（設計基準拡張） 重大事故等 対処設備	
			淡水貯水槽（No. 1） ※3, ※4 淡水貯水槽（No. 2） ※3, ※4	設備 自主	

※1：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。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4：「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）

第 1.6－2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/13)

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)	
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 原子炉格納容器代替スプレイ (a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレイ			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによるドライウエル代替スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
	操作	電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
	操作	原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量)
		補機監視機能	復水移送ポンプ出口圧力
	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	

監視計器一覧 (2/13)

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 原子炉格納容器代替スプレイ (b) ろ過水ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ			
非常時操作手順書(徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 非常時操作手順書(設備別) 「ろ過水ポンプによるドライウエル代替スプレイ」 「ろ過水ポンプによるサブプレッションチェンバ代替スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	ろ過水タンク水位
		操作	原子炉格納容器内の圧力
	原子炉格納容器内の温度		ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度
	原子炉格納容器内の水位		圧力抑制室水位
	原子炉格納容器への注水量		残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量)
	補機監視機能		ろ過水ポンプ出口圧力
	水源の確保		ろ過水タンク水位

監視計器一覧 (3/13)

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 原子炉格納容器代替スプレイ (c) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレイ			
非常時操作手順書(徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ(タイプ I)によるドライウエル代替スプレイ」 「大容量送水ポンプによる送水」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器代替スプレイ流量
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)

監視計器一覧 (6/13)

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 原子炉格納容器代替スプレイ (a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレイ			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」等 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによるドライウエル代替スプレイ」	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
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位	ドライウエル水位 圧力抑制室水位
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量)
		補機監視機能	復水移送ポンプ出口圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧 (7/13)

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 原子炉格納容器代替スプレイ (b) ろ過水ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ			
非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」 「除熱ストラテジー2」 非常時操作手順書(設備別) 「ろ過水ポンプによるドライウエル代替スプレイ」	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
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	ろ過水タンク水位
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量)
		補機監視機能	ろ過水ポンプ出口圧力
		水源の確保	ろ過水タンク水位

監視計器一覧 (8/13)

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 原子炉格納容器代替スプレイ (c) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレイ			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジ-1」 「除熱ストラテジ-2」 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ (タイプ I) によるドライウエル代替スプレイ」 「大容量送水ポンプによる送水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (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
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
	水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)	
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
原子炉格納容器への注水量		原子炉格納容器代替スプレイ流量	
水源の確保		淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)	

第1.6－4表 原子炉格納容器内へのスプレイ起動、停止の判断基準

(炉心の著しい損傷を防止するための対応)

	手順書	スプレイ起動の判断基準	原子炉格納容器 代替スプレイ	残留熱除去系に よるスプレイ	スプレイ停止の判断基準	
					原子炉格納容器 代替スプレイ	残留熱除去系 によるスプレイ
炉心の著しい損傷を防止するための対応	非常時操作手順書 PCV圧力制御 (徴候ベース)	ドライウエル圧力指示値が 13.7kPa [gage] 以上で、原 子炉水位指示値が -3660mm 以下を経験した場合	ドライウエル	ドライウエル, サブプレッション チェンバ	圧力抑制室圧力指示値 が 13.7kPa [gage] 未 満まで低下した場合	以下のいずれか の条件でスプレ イを停止する。 ・圧力抑制室圧力 指 示 値 が 13.7kPa [gage] 未 満 まで 低 下 し た 場 合 ・ドライウエル温 度 指 示 値 が 66℃未 満 に 低 下 した 場 合 ・圧力抑制室内空 気 温 度 指 示 値 が <input type="text"/> 未 満 に 低 下 した 場 合
		圧力抑制室圧力指示値が 13.7kPa [gage] 以上の場合	—	サブプレッション チェンバ	—	
		圧力抑制室圧力指示値が 0.098MPa [gage] 以上で24 時間継続した場合	—	ドライウエル, サブプレッション チェンバ	—	
		圧力抑制室圧力指示値が 0.245MPa [gage] 以上の場合	—	ドライウエル, サブプレッション チェンバ	—	
		圧力抑制室圧力指示値が 0.384MPa [gage] に到達した 場合	ドライウエル*1	(ドライウエ ル, サプレッシ ョンチェンバ継 続)	圧力抑制室圧力指示値 が 0.284MPa [gage] 以 下の場合 圧力抑制室水位指示値 が外部水源注水量限界 (圧力抑制室水位が通 常運転水位+約 2m) に 到達した場合	
	D /W 温度制御, S /P 温度制御 非常時操作手順書 (徴候ベース)	ドライウエル温度指示値が 171℃以上の場合	ドライウエル*1	ドライウエル	ドライウエル温度指示 値が 150℃以下の場合 圧力抑制室水位指示値 が外部水源注水量限界 (圧力抑制室水位が通 常運転水位+約 2m) に 到達した場合	
		圧力抑制室内空気温度指示 値が <input type="text"/> 以上の場合	サブプレッション チェンバ*2, *3	サブプレッション チェンバ	圧力抑制室内空気温度 指示値が <input type="text"/> 未 満 に 低 下 した 場 合	
	S /P 水位制御 非常時操作手順書 (徴候ベース)	圧力抑制室水位指示値が +1.8m の場合	ドライウエル	ドライウエル	圧力抑制室水位指示値 が外部水源注水量限界 (圧力抑制室水位が通 常運転水位+約 2m) に 到達した場合	

※1：外部水源からの注水を抑制する観点から間欠スプレイとする。
 ※2：原子炉格納容器代替スプレイの場合は104℃で実施する。
 ※3：ろ過水ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイに限る。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 1.6－5 表 原子炉格納容器内へのスプレイ起動，停止の判断基準

(原子炉格納容器の破損を防止するための対応)

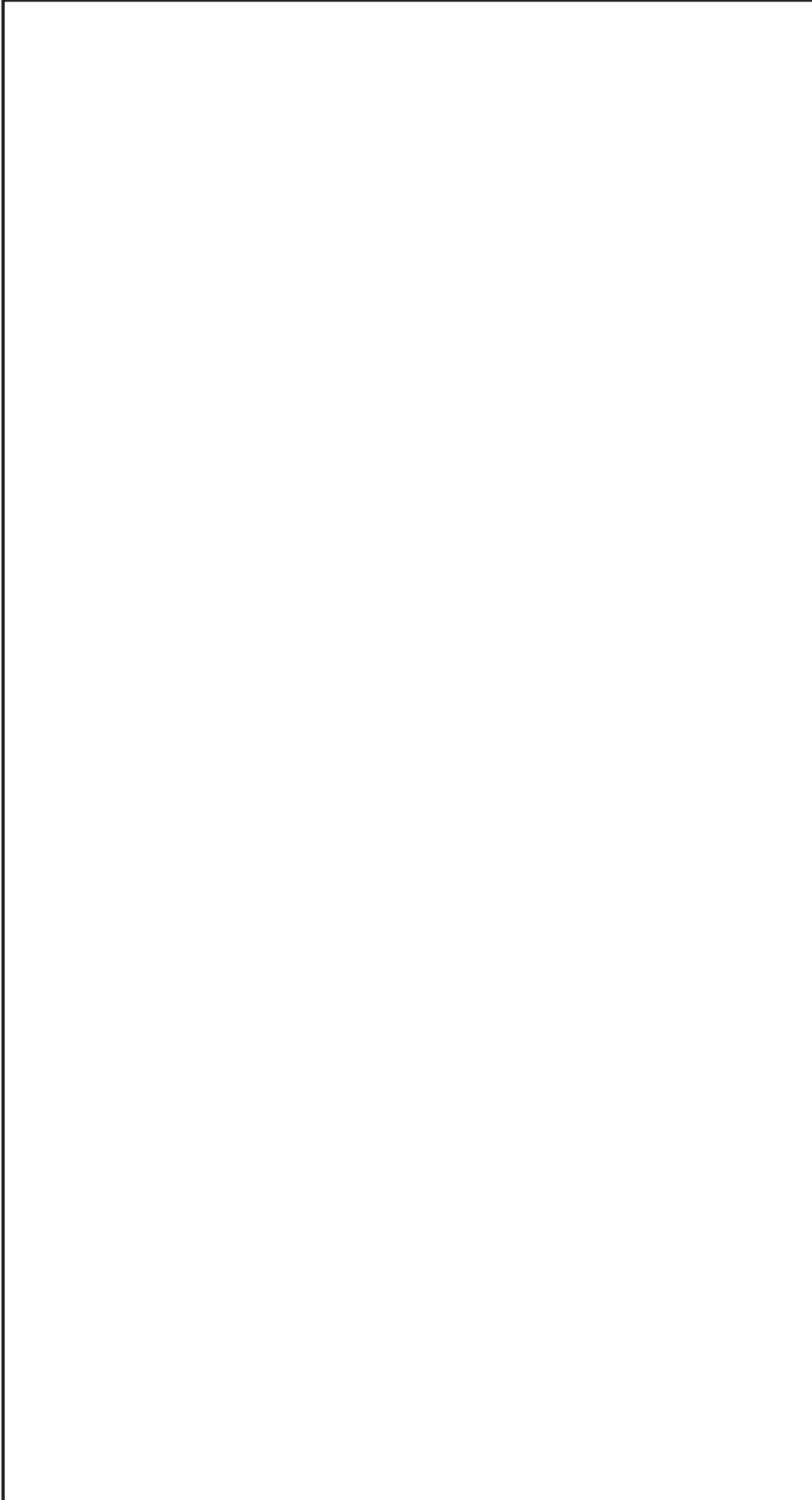
	手順書	手段	スプレイ起動の判断基準	スプレイ流量 (m ³ /h)	圧力容器破損前	圧力容器破損後	スプレイ停止の判断基準
原子炉格納容器の破損を防止するための対応	非常時操作手順書（シビアアクシデント） 除熱ストラテジー 1，除熱ストラテジー 2	原子炉格納容器代替スプレイ	ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力指示値が 0.640MPa[gage] ^{※3} に到達した場合 ^{※4}	88 (60 ^{※3})	ドライウエル	ドライウエル	ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力指示値が 0.540MPa[gage] ^{※3} 以下の場合 ^{※4}
			ドライウエル温度指示値が 190℃ 以上の場合 ^{※4}				圧力抑制室水位指示値が外部水源注水量限界（圧力抑制室水位が通常運転水位＋約 2m）に到達した場合
		残留熱除去系によるスプレイ	ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力指示値が 0.245MPa[gage] 以上の場合	1160	① サプレッションチェンバ ② ドライウエル (①, ②は優先順位を示す。)	① ドライウエル ② サプレッションチェンバ (①, ②は優先順位を示す。)	ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力指示値が 13.7kPa[gage] 未満まで低下した場合
原子炉格納容器の過温を抑制するための対応 ^{※1}	非常時操作手順書（シビアアクシデント） 注水ストラテジー 3 a	原子炉格納容器代替スプレイ ^{※2}	原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が 300℃ に到達した場合	88	ドライウエル	—	ドライウエル水位が 0.23m に到達した場合

- ※1：原子炉圧力容器破損前に本操作を実施することで，原子炉格納容器内温度の上昇を抑制し，主蒸気逃がし安全弁の環境条件を緩和することができる。ただし，本操作をしない場合であっても，評価上，原子炉圧力容器底部が破損に至るまでの間，主蒸気逃がし安全弁は発電用原子炉の減圧機能を維持できる。
- ※2：原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。
- ※3：ろ過水ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイは，0.384MPa[gage] に到達した場合に 60m³/h でスプレイを実施し，0.284MPa[gage] 以下まで低下した場合にスプレイを停止する。
- ※4：外部水源からの注水を抑制する観点から間欠スプレイとする。



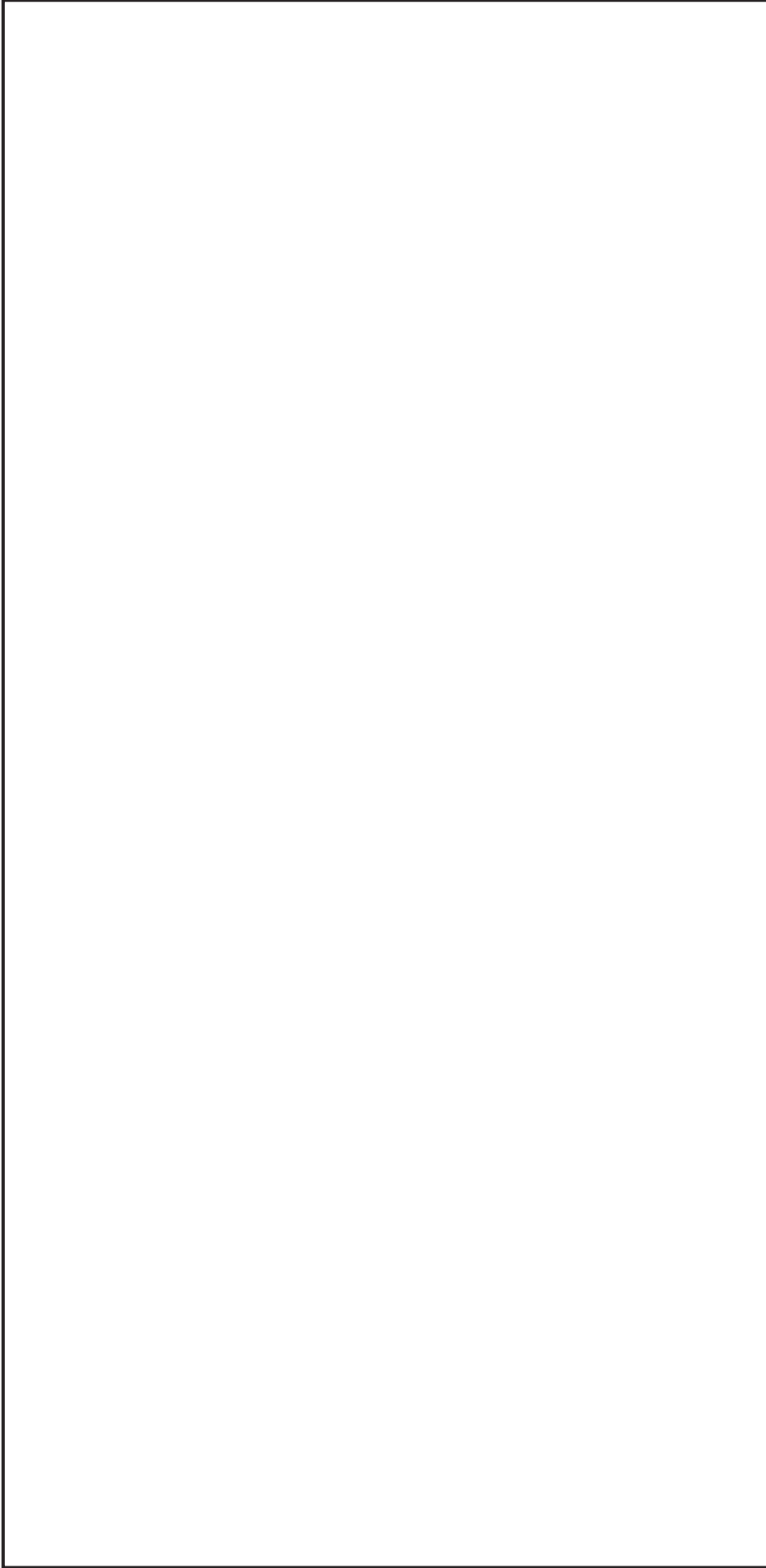
第 1.6-2 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「PCV 圧力制御」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



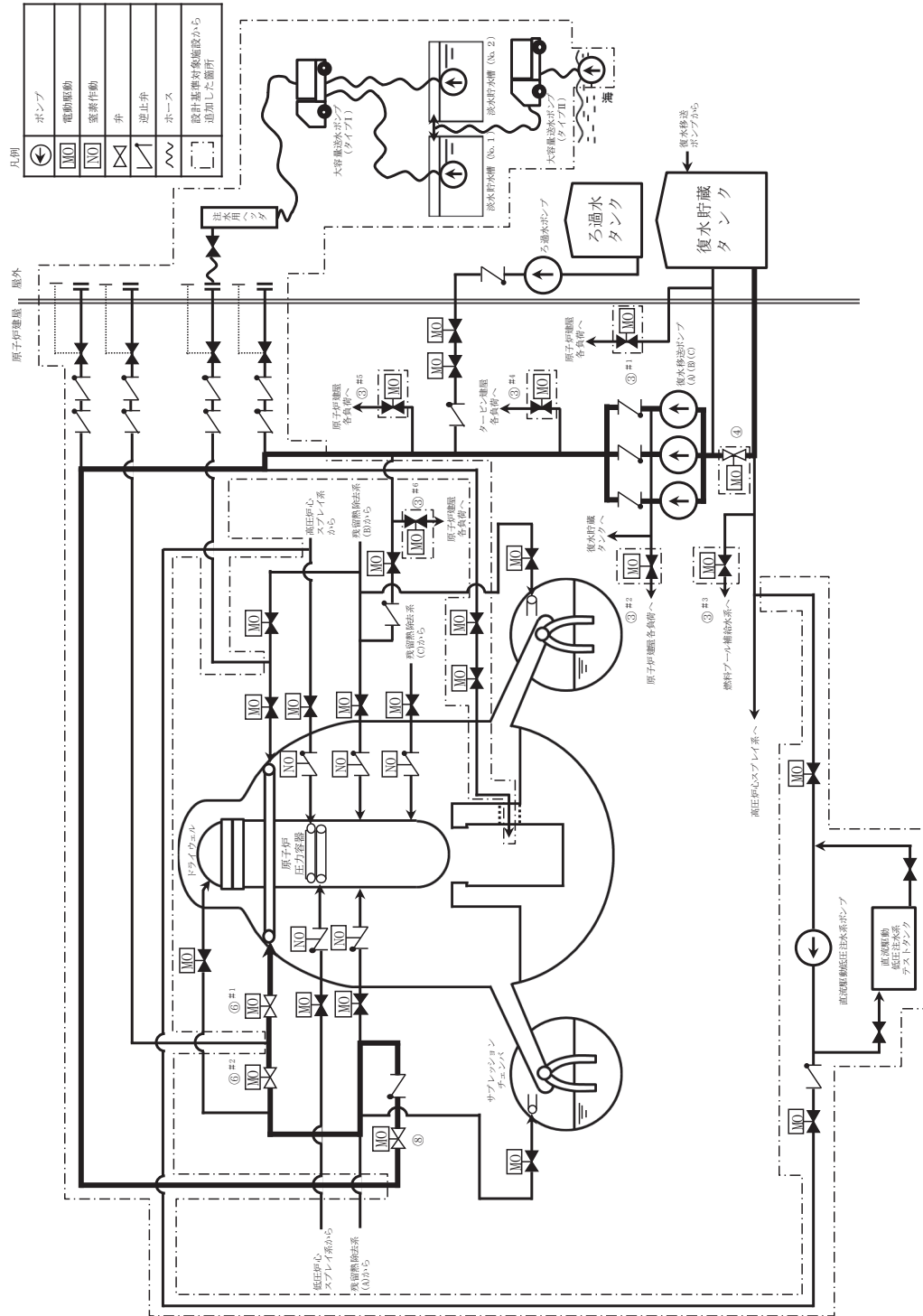
第 1.6-4 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「S/P 温度制御」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.6-5 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「S/P 水位制御」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



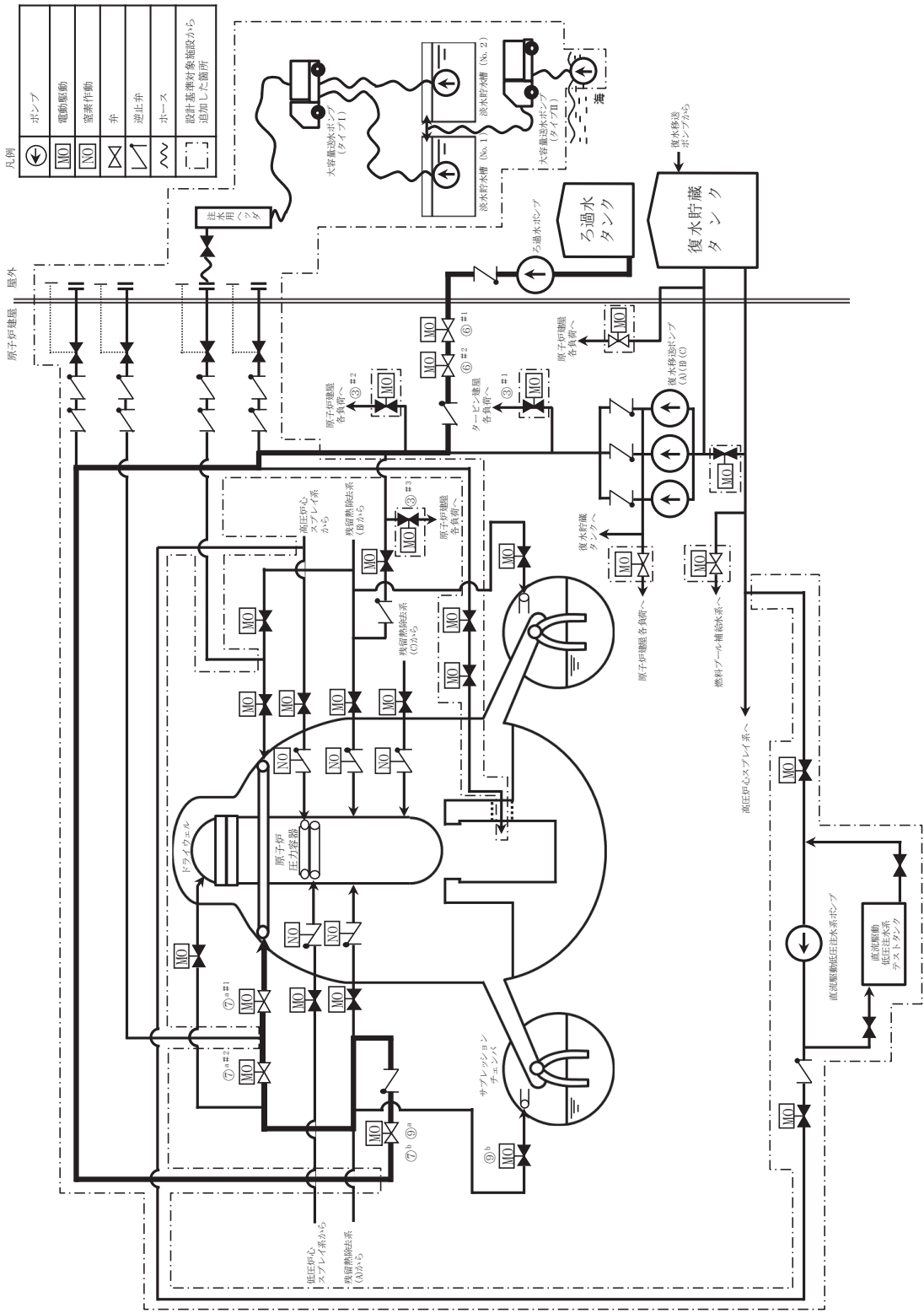
第 1.6-9 図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ 概要図（1/2）

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考			
		10	20	30	40	50	60	70							
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内へのスプレイ	運転員(中央制御室)A	1	20分 原子炉格納容器内へのスプレイ										操作手順		
			電源確認※1												②
				系統構成, ポンプ起動※2											③~⑥, ⑧

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

第 1.6—10 図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内へのスプレイ タイムチャート



第 1.6-11 図 ろ過水ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ 概要図 (1/2)

操作手順	弁名称
③ ^{#1}	T/B 緊急時隔離弁
③ ^{#2}	R/B B1F 緊急時隔離弁
③ ^{#3}	R/B 1F 緊急時隔離弁
⑥ ^{#1}	FW 系連絡第一弁
⑥ ^{#2}	FW 系連絡第二弁
⑦ ^{#1}	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁
⑦ ^{#2}	RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁
⑦ ^a ⑨ ^a	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁
⑨ ^b	RHR A 系 S/C スプレイ隔離弁

#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弁があることを示す。

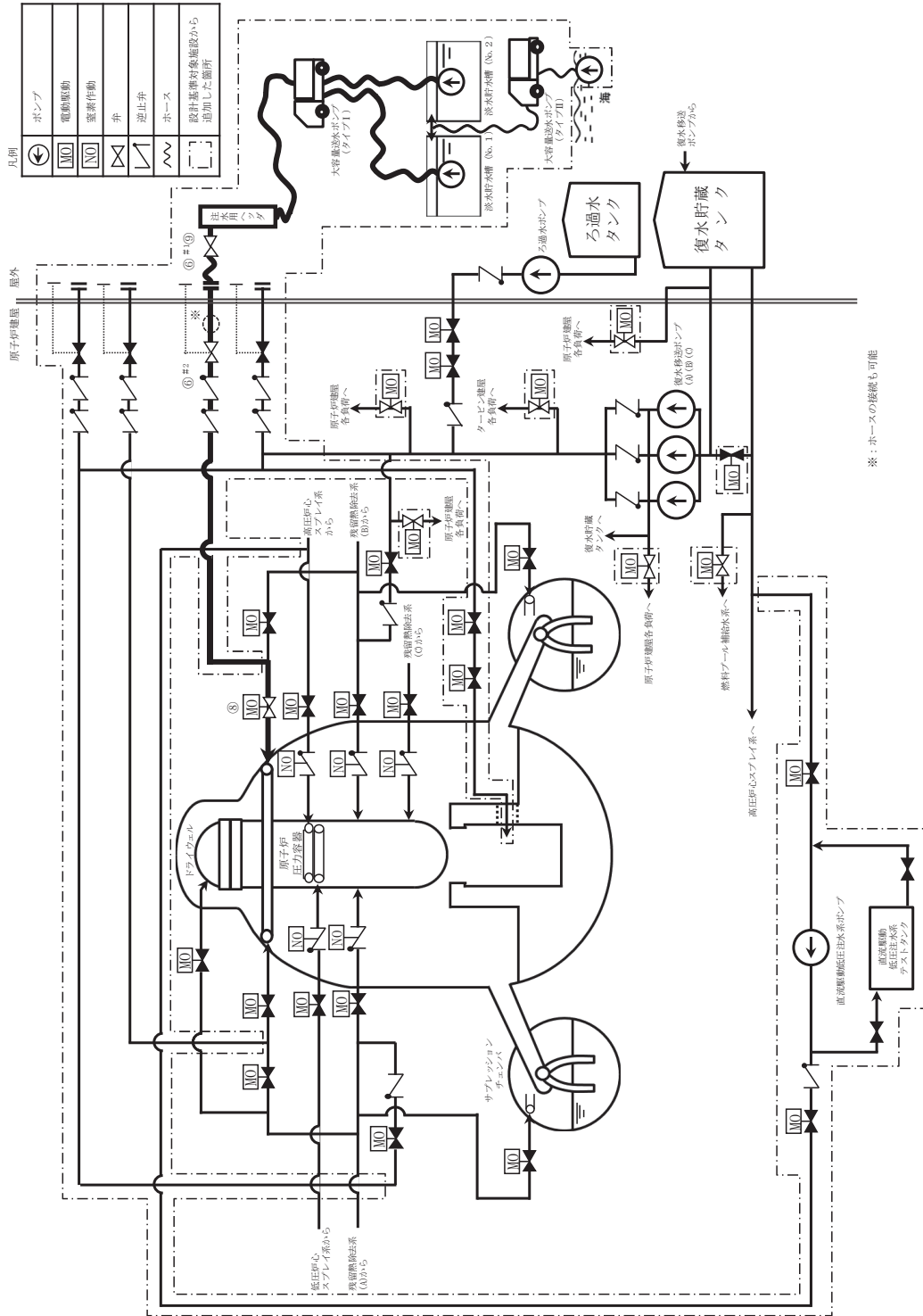
第 1.6-11 図 ろ過水ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ 概要図 (2/2)

手順の項目	要員 (敬)	経過時間 (分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70					
ろ過水ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ	運転員 (中央制御室) A	20分 原子炉格納容器内へのスプレイ										操作手順	
		電源確認※1											
													③, ④, ⑥, ⑦, ⑨

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

第 1.6-12 図 ろ過水ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ タイムチャート



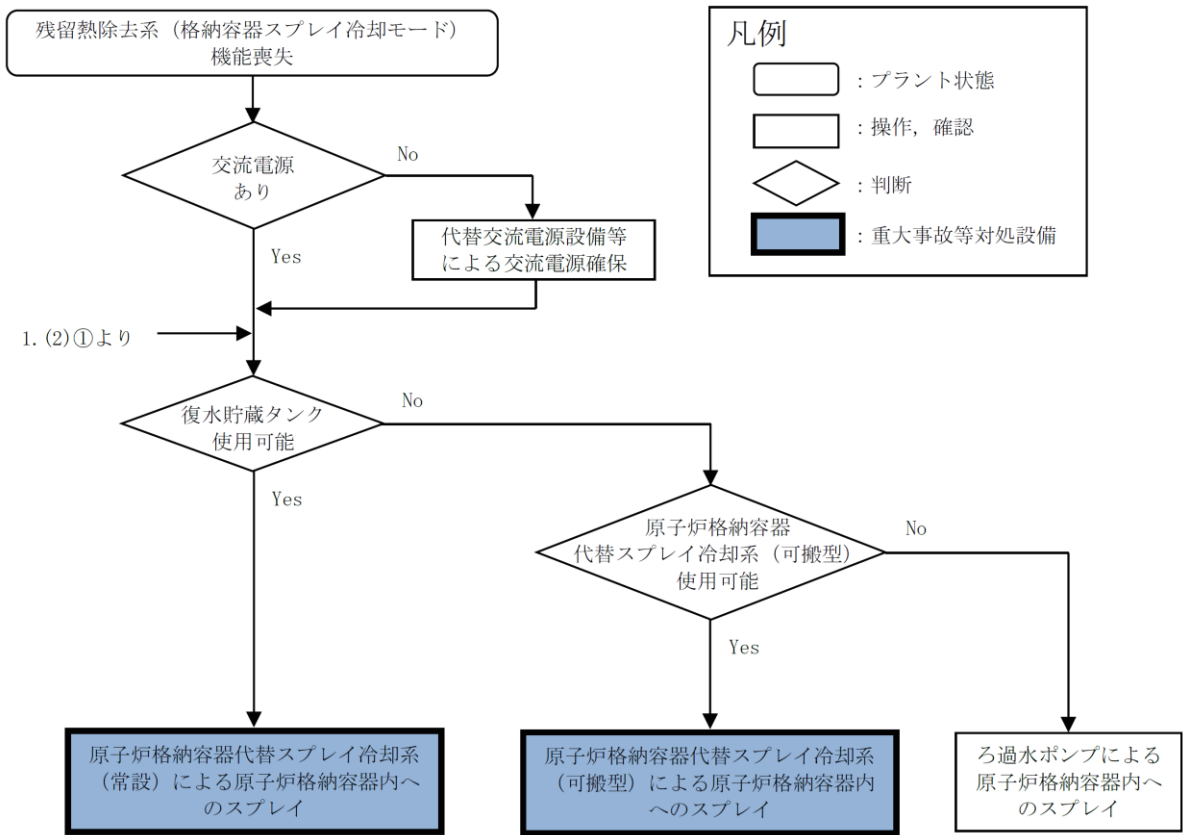
第 1.6-13 図 原子炉格納容器代替スプレィ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレィ概要図 (1/2)

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考				
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10					
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ 【格納容器スプレイ接続口(建屋内)を使用する場合(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)】	運転員(中央制御室)A	385分 原子炉格納容器内へのスプレイ										操作手順				
	電源確認※1													③		
	注水開始, 状況監視※2														⑧	
	保管場所への移動※3※4														④*	
	大容量送水ポンプ(タイプ1)の移動, 設置※5														⑥	
	大容量送水ポンプ(タイプ1)の起動※6															
	送水準備・送水(水張り・系統監視)※6															
	保管場所への移動※3※4														④*	
	ホースの敷設, 接続※3※7														⑥, ⑨	
	送水準備・送水(水張り・系統確認)※6															
保管場所への移動※3※4														④*		
注水ヘッド運搬, 設置※8																
ホースの敷設, 接続, 貫通孔の開放※3※7※10																
保管場所への移動※3※4														④*		
貫通孔の開放※3※7※10																

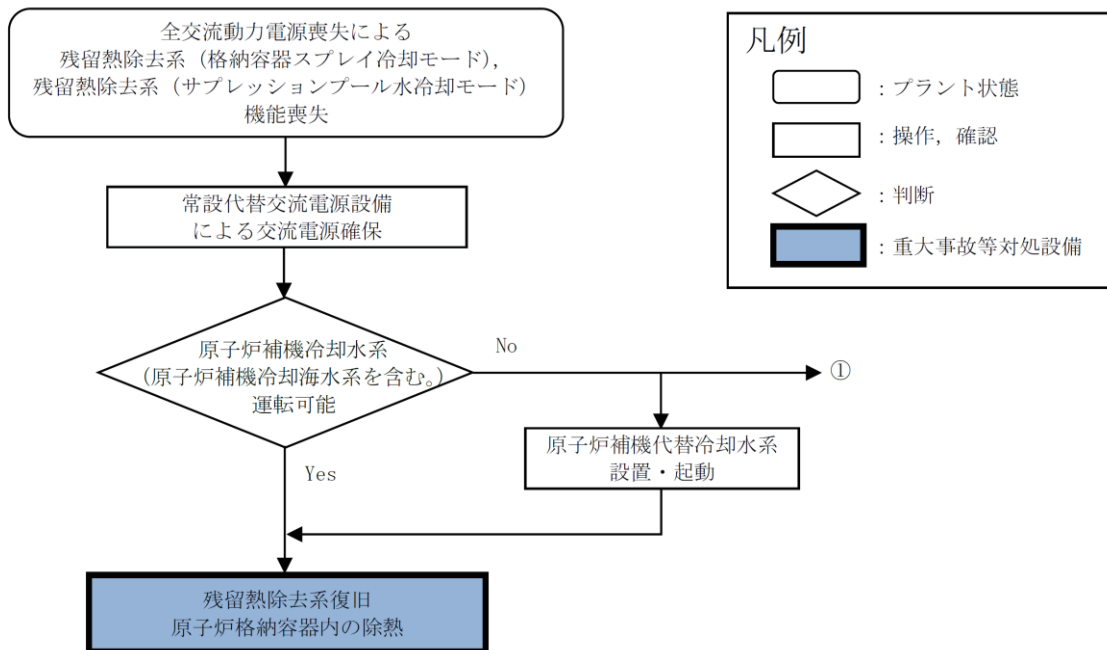
※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
 ※3: 大容量送水ポンプ(タイプ1)の保管場所は第1保管エリア、ホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア、第4保管エリア及び原子炉建屋内、ホース延長回収車及び注水用ヘッドの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア
 ※4: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に見込んだ時間
 ※5: 大容量送水ポンプ(タイプ1)の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ(タイプ1)の設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※6: 大容量送水ポンプ(タイプ1)の起動実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※7: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※8: 注水用ヘッドの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッドの設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※9: 緊急時対策所から原子炉建屋内までの移動を想定した移動時間に見込んだ時間
 ※10: 水密扉等の設計を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間

第 1.6—16 図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ タイムチャート

1. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段
 (1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



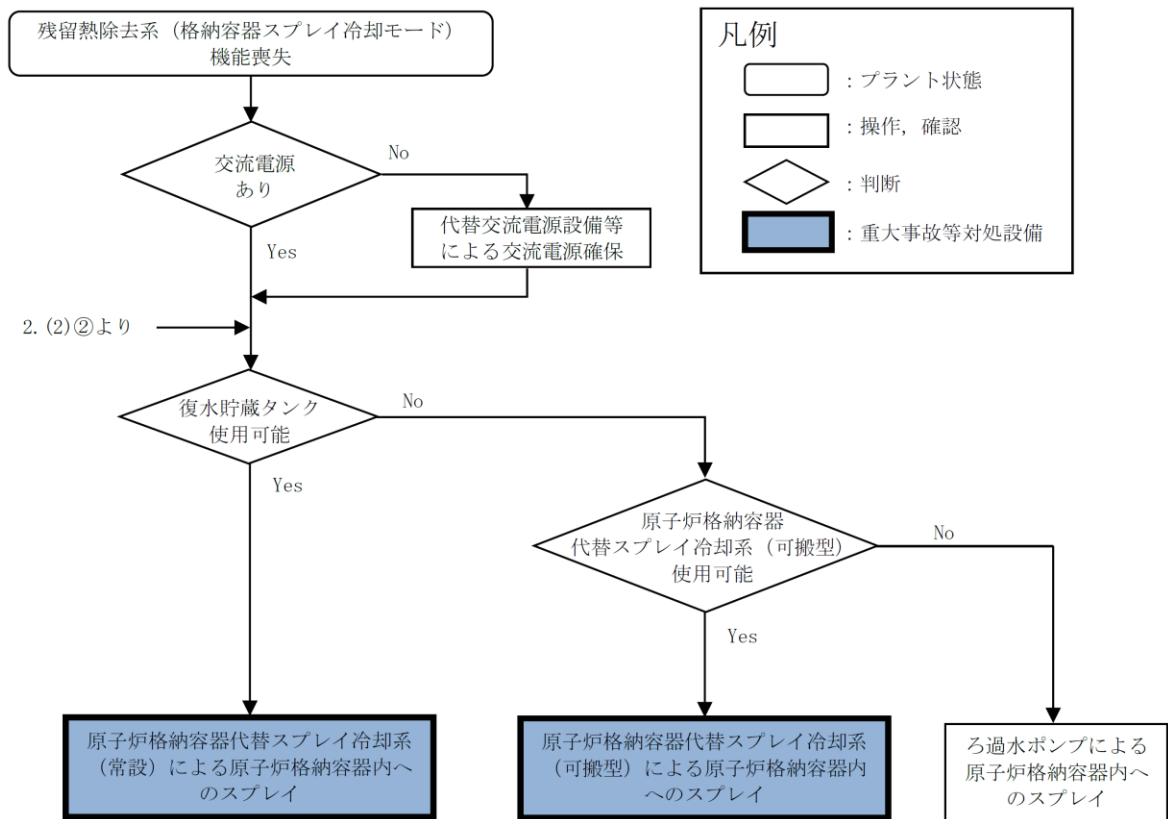
(2) サポート系故障時の対応手段の選択



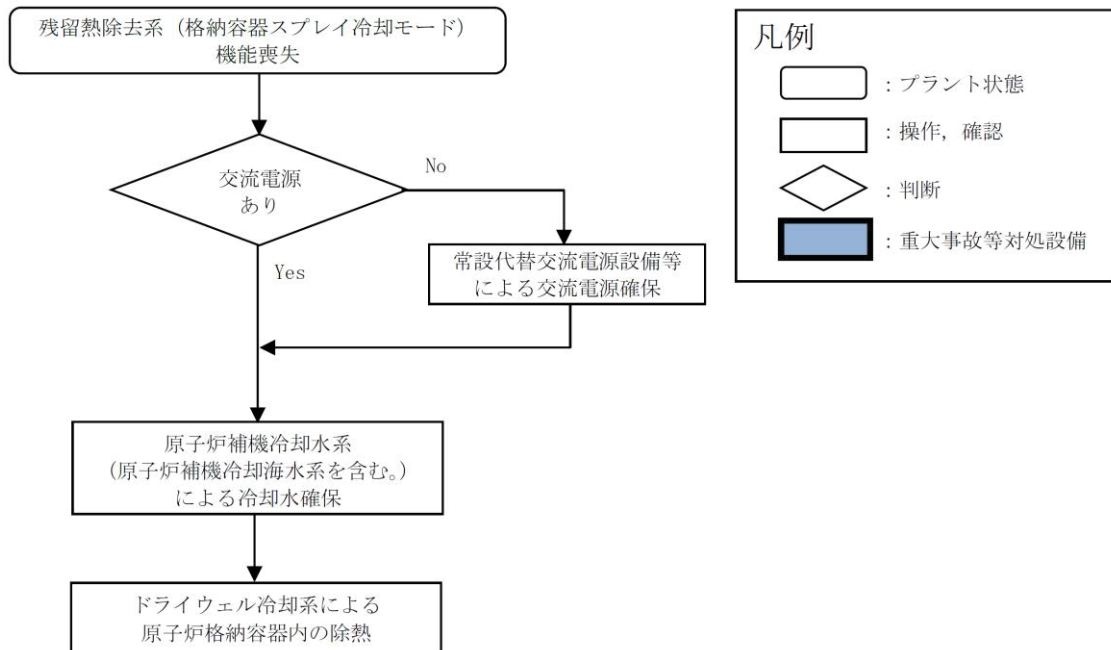
第 1.6－25 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/3)

2. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択 (1/2)



(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択 (2/2)



第 1.6－25 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/3)

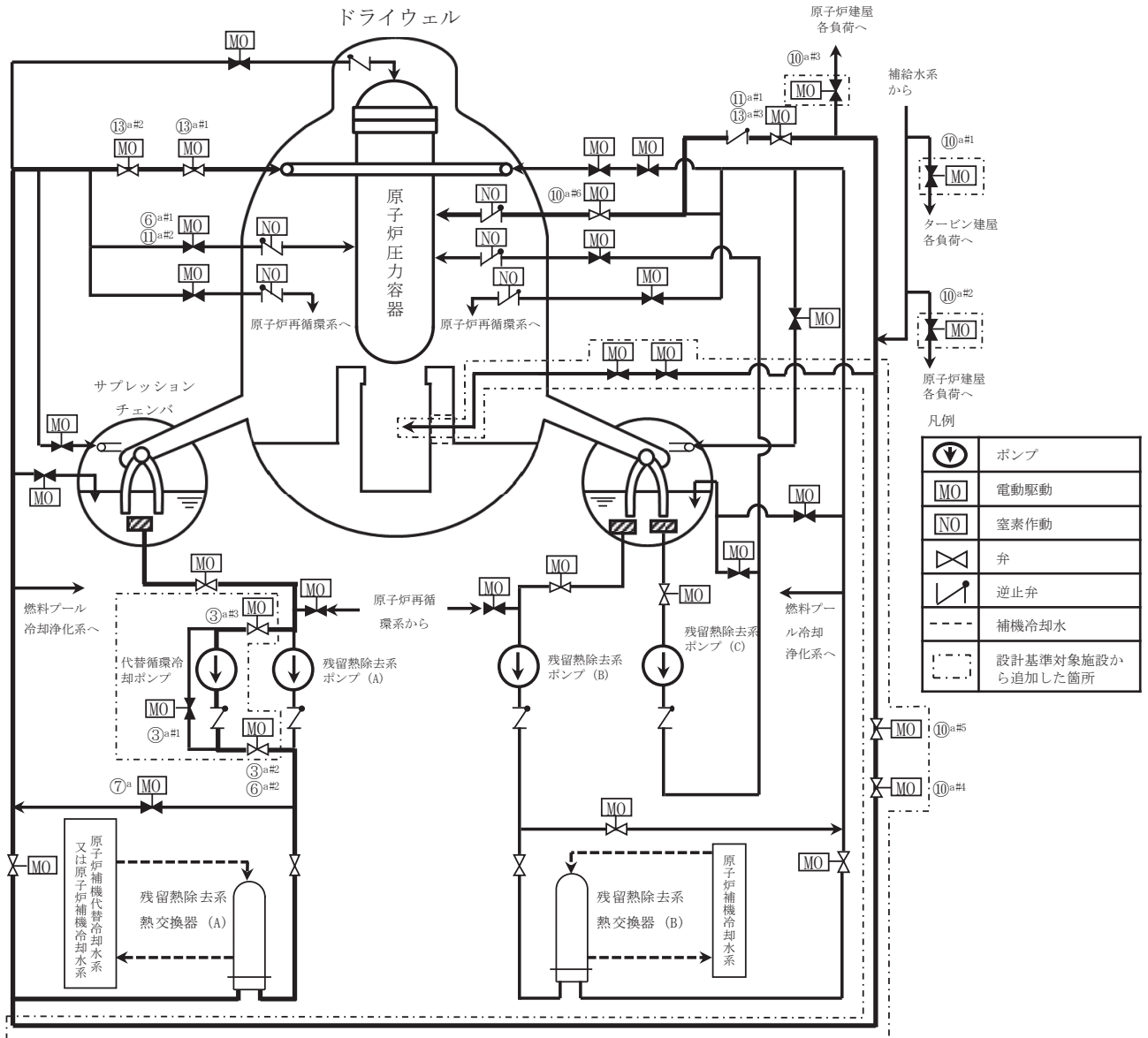
追補1「1.7」を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
1.7-15	上13	⑥ ^a 原子炉圧力容器への注水から実施する場合(⑥ ^a ～⑩ ^a) -	⑥ ^a 原子炉圧力容器への注水から実施する場合(⑥ ^a ～⑩ ^a) ※
1.7-17	上9	⑥ ^b 原子炉格納容器内へのスプレイから実施する場合(⑥ ^b ～⑭ ^b) -	⑥ ^b 原子炉格納容器内へのスプレイから実施する場合(⑥ ^b ～⑭ ^b) ※
1.7-18	下7と下6の間	(記載追加)	※: 炉心損傷前における代替循環冷却系による原子炉格納容器内へのスプレイ手順は同様。
1.7-35	上7	窒素供給開始まで170分以内で可能である。	窒素供給開始まで315分以内で可能である。
1.7-38	下5～下4	窒素パージ開始まで170分以内で可能である。	窒素パージ開始まで315分以内で可能である。
1.7-63		第1.7-5図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(1/4)(原子炉圧力容器への注水から実施する場合)	別紙-追補1-1.7-1に変更する。
1.7-65		第1.7-5図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(3/4)(原子炉格納容器内へのスプレイから実施する場合)	別紙-追補1-1.7-2に変更する。
1.7-72		第1.7-10図 フィルタ装置への水補給 概要図(1/2)	別紙-追補1-1.7-3に変更する。
1.7-75		第1.7-12図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 概要図(1/2)	別紙-追補1-1.7-4に変更する。

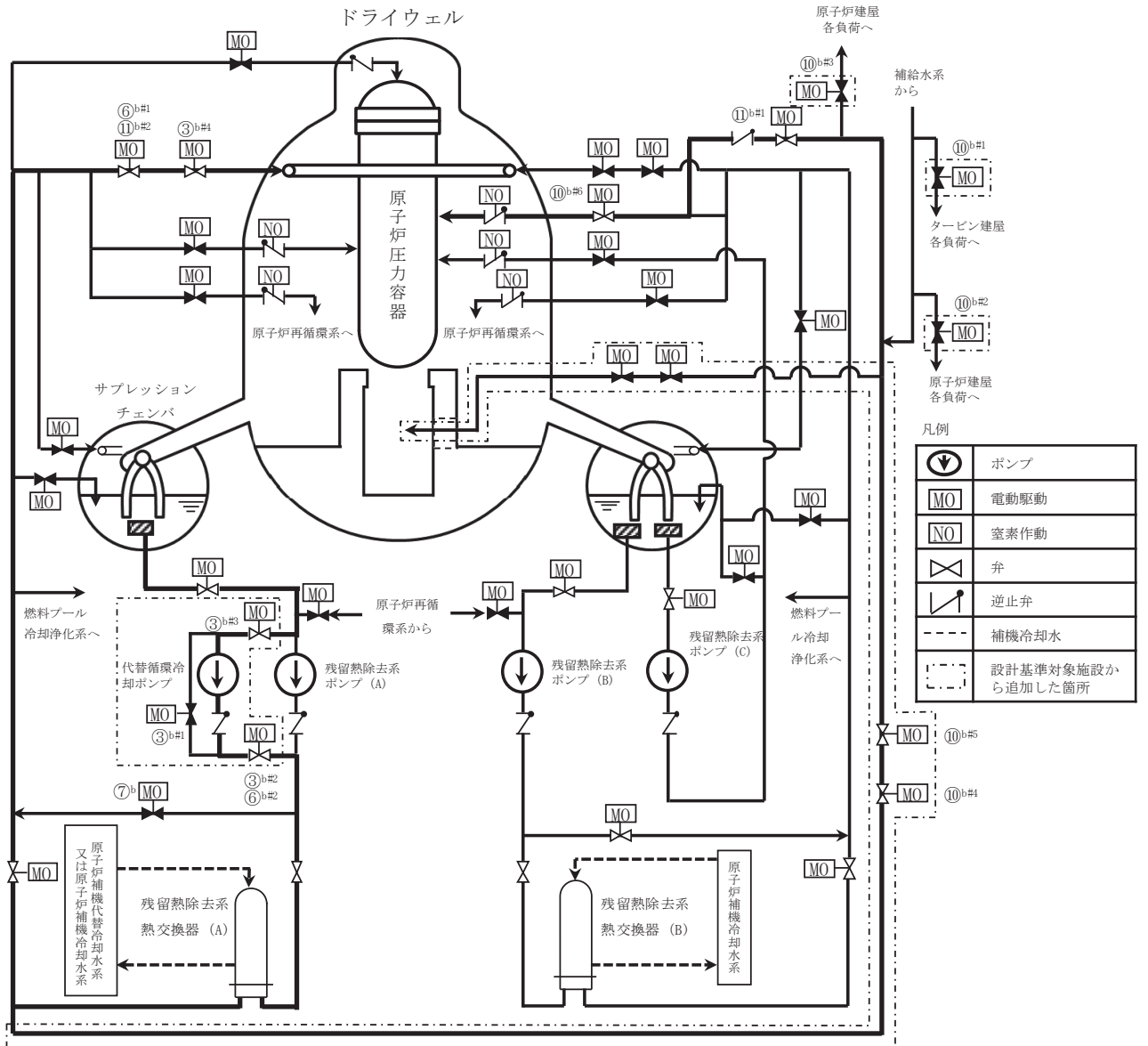
なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.7-76		第1.7-12図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 概要図 (2/2)	別紙-追補1-1.7-5に変更する。
1.7-77		第1.7-13図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 タイムチャート	別紙-追補1-1.7-6に変更する。
1.7-78		第1.7-14図 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素パージ 概要図 (1/2)	別紙-追補1-1.7-7に変更する。
1.7-80		第1.7-15図 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素パージ タイムチャート	別紙-追補1-1.7-8に変更する。
1.7-86		第1.7-18図 フィルタ装置への薬液補給 概要図 (1/2)	別紙-追補1-1.7-9に変更する。

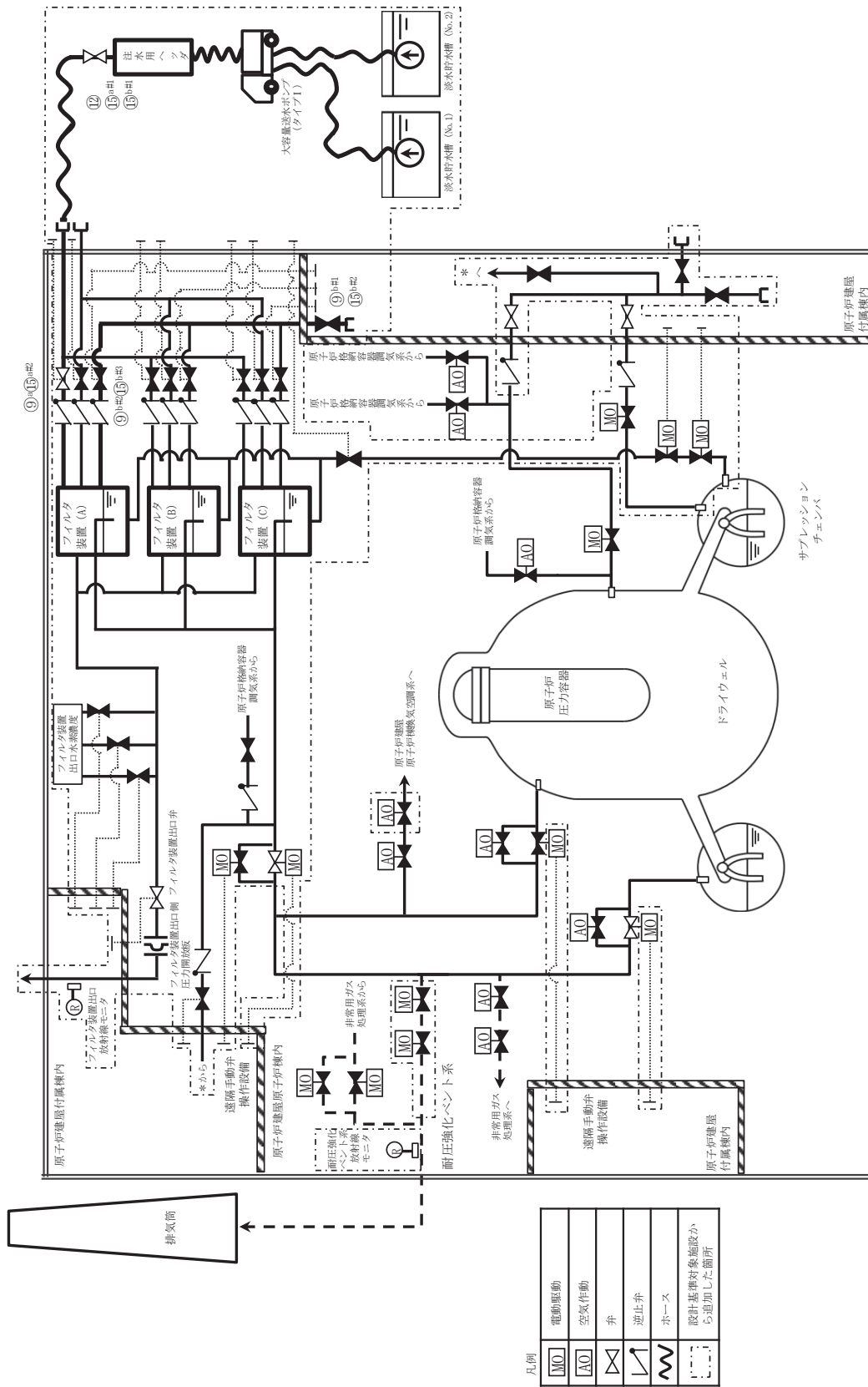
なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。



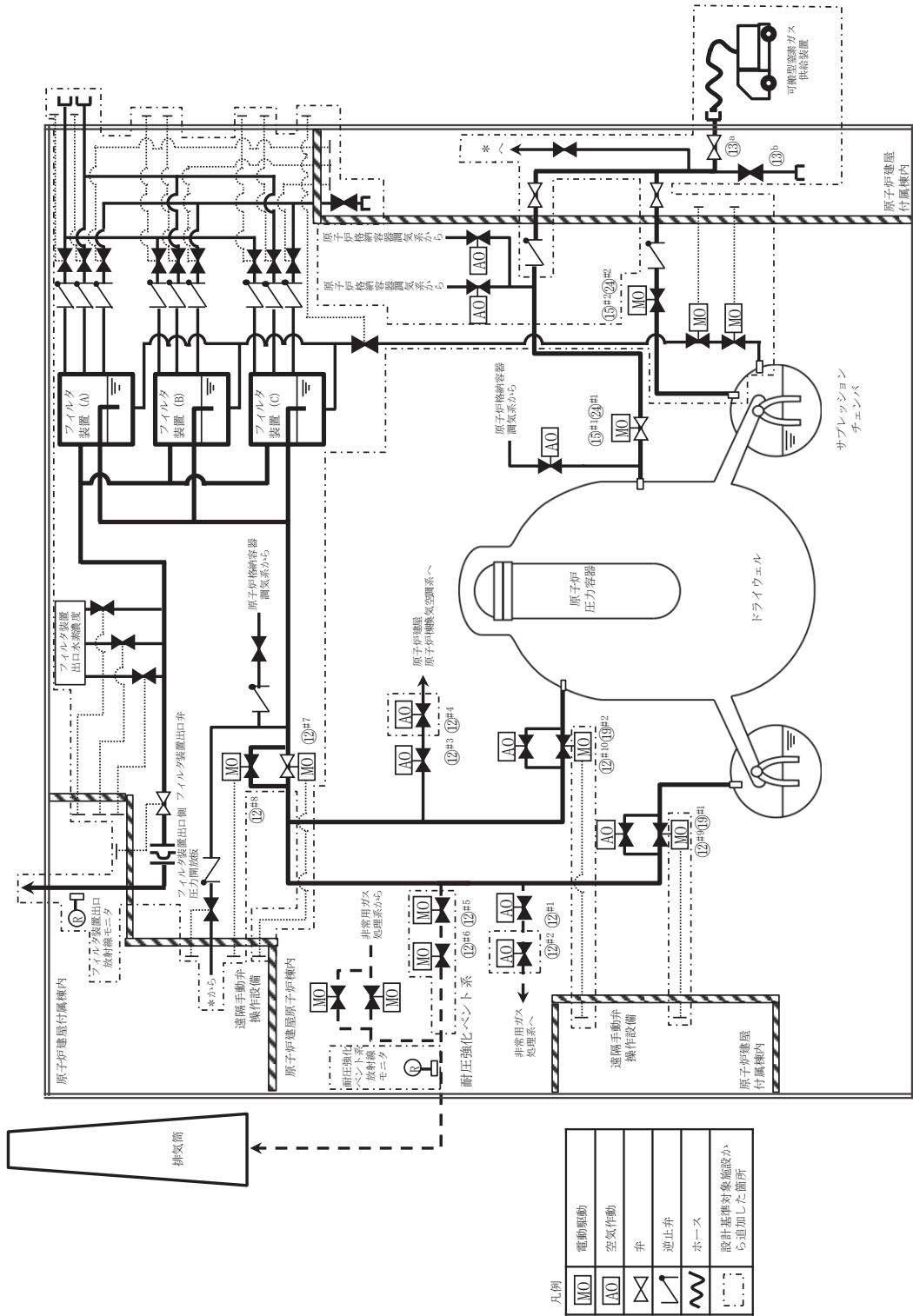
第 1.7-5 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(1/4)
(原子炉圧力容器への注水から実施する場合)



第 1.7-5 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図 (3/4)
 (原子炉格納容器内へのスプレーから実施する場合)



第 1.7-10 図 フィルタ装置への水補給 概要図 (1/2)



第 1.7—12 図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 概要図 (1/2)

操作手順	弁名称
⑫ ^{#1}	ベント用 SGT5 側隔離弁
⑫ ^{#2}	格納容器排気 SGT5 側止め弁
⑫ ^{#3}	ベント用 HVAC 側隔離弁
⑫ ^{#4}	格納容器排気 HVAC 側止め弁
⑫ ^{#5}	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁
⑫ ^{#6}	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁
⑫ ^{#7}	FCVS ベントトライン隔離弁 (A)
⑫ ^{#8}	FCVS ベントトライン隔離弁 (B)
⑫ ^{#9} ⑬ ^{#1}	S/C ベント用出口隔離弁
⑫ ^{#10} ⑬ ^{#2}	D/W ベント用出口隔離弁
⑬ ^a	PSA 窒素供給ライン元弁
⑬ ^b	建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁
⑮ ^{#1} ⑰ ^{#1}	D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁
⑮ ^{#2} ⑰ ^{#2}	S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁

#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弁があることを示す。

第 1.7—12 図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 概要図 (2/2)

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考														
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10															
可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給	運転員(中央制御室) A	電源確認 ^{※1}																								
		窒素供給準備 ^{※2}																								
		窒素供給開始 ^{※2}																								
	運転員(現場) B, C	移動・扉開放(可搬型窒素ガス供給装置接続口(建屋内)を使用する場合のみ) ^{※3}																								
		移動, 系統構成 ^{※4}																								
	重大事故等対応要員A, B	保管場所への移動 ^{※5※6}																								
		可搬型窒素ガス供給装置の移動・設置 ^{※7}																								
		充電機起動, 暖機 ^{※8※9}																								
		可搬型窒素ガス供給装置の起動 ^{※8}																								
		可搬型窒素ガス供給装置による窒素供給準備 ^{※8}																								
	重大事故等対応要員C~E	保管場所への移動 ^{※5※6}																								
		ホースの敷設, 接続 ^{※10}																								

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

※3: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に見込んだ時間

※4: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に見込んだ時間

※5: 可搬型窒素ガス供給装置の保管場所は, 第1保管エリア及び第4保管エリア

※6: 緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動時間に見込んだ時間

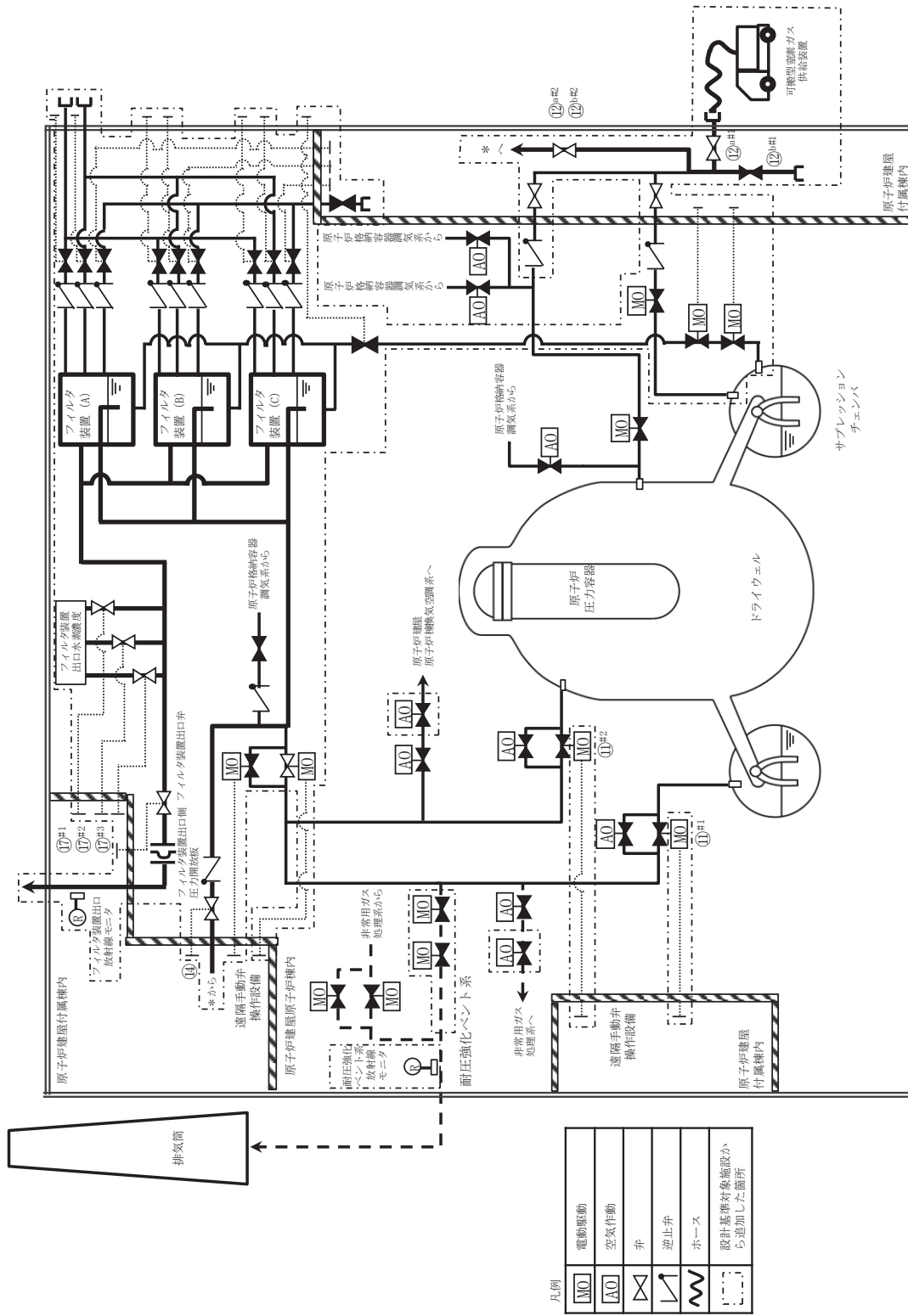
※7: 可搬型窒素ガス供給装置の移動距離として第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に見込んだ時間

※8: 可搬型窒素ガス供給装置の設計して想定した作業時間に見込んだ時間

※9: 可搬型窒素ガス供給装置の暖機操作は通常時においても必要により実施する

※10: ホースの敷設を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1.7-13 図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 タイムチャート



凡例

MO	電動駆動
AO	空気作動
△	弁
▽	逆止弁
〰	ホース
⋯	設計基準対象施設から追加した箇所

第 1.7-14 図 原子炉格納容器フィルタバント系停止後の窒素パージ 概要図 (1/2)

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考		
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10			
原子炉格納容器フィルタバント系 停止後の窒素ページ	運転員(中央制御室) A	電源確認 ^{※1}												操作手順
		系統構成 ^{※2}												
	運転員(現場) B, C	フィルタ装置出口水素濃度計起動 ^{※2}												
		移動・扉開放(可搬型窒素ガス供給装置接続口(建屋内)を使用する場合のみ) ^{※3}												
	重大事故等対応要員A, B	移動・系統構成・窒素供給開始 ^{※4}												
		系統構成 ^{※4}												
	重大事故等対応要員C~E	保管場所への移動 ^{※5※6}												
		可搬型窒素ガス供給装置の移動・設置 ^{※7}												
	重大事故等対応要員C~E	充電機起動, 暖機 ^{※8※9}												
		可搬型窒素ガス供給装置の起動 ^{※8}												
重大事故等対応要員C~E	可搬型窒素ガス供給装置による窒素供給準備 ^{※8}													
	保管場所への移動 ^{※5※6}													
重大事故等対応要員C~E	ホースの敷設, 接続 ^{※10}													

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

※3: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間

※4: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に見込んだ時間

※5: 可搬型窒素ガス供給装置の保管場所は, 第1保管エリア及び第4保管エリア

※6: 緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動時間に見込んだ時間

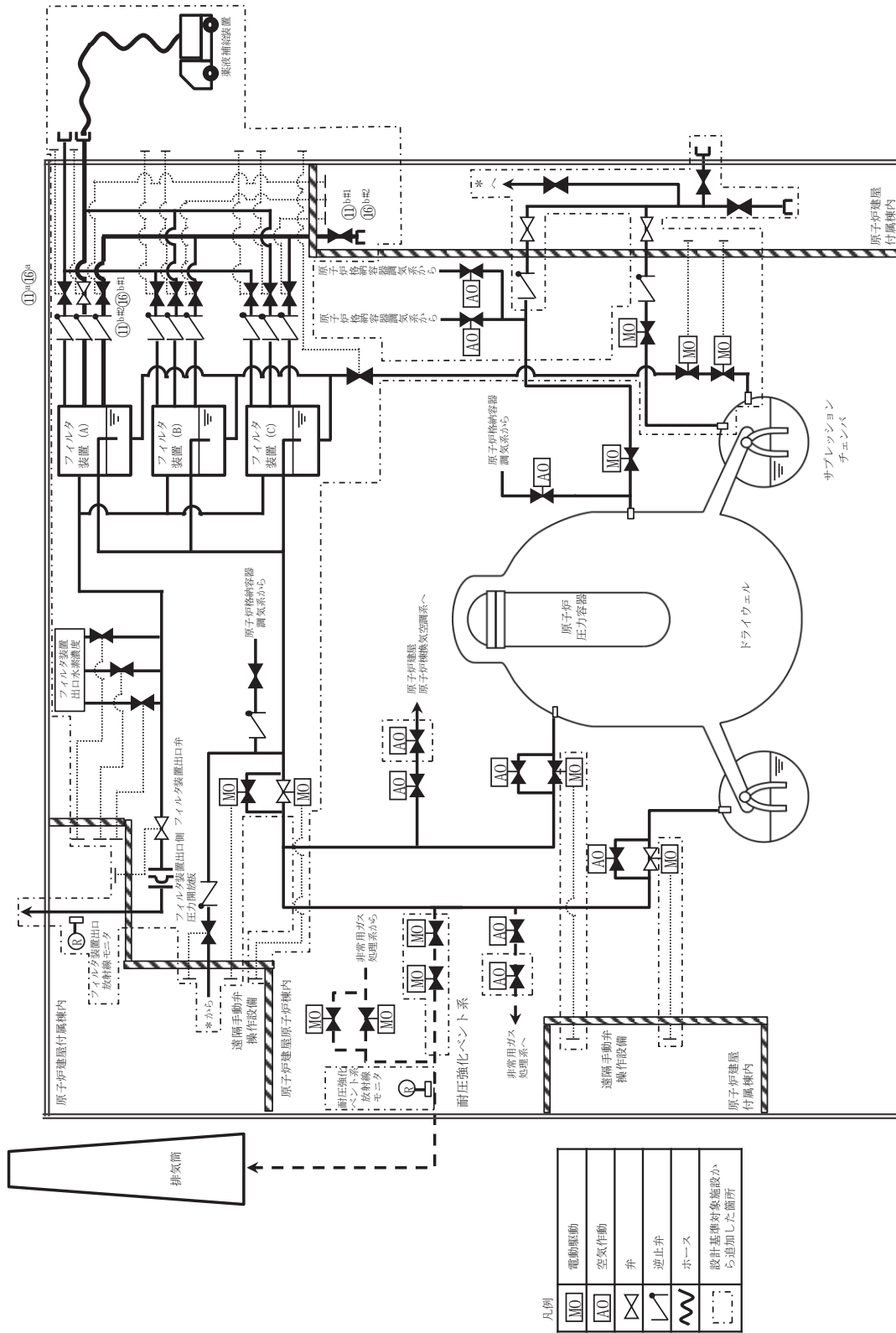
※7: 可搬型窒素ガス供給装置の移動時間として第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に見込んだ時間

※8: 可搬型窒素ガス供給装置の設計を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間

※9: 可搬型窒素ガス供給装置の暖機操作は通常時においても必要により実施する

※10: ホース仕様を考慮した作業時間に見込んだ時間

第1.7-15 図 原子炉格納容器フィルタバント系停止後の窒素ページ タイムチャート



第 1.7-18 図 フィルタ装置への薬液補給 概要図 (1/2)

追補1 「1.8」を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
1.8-19	上3～上5	電動弁の電源を非常用交流電源設備により確保して中央制御室からの遠隔操作にて開操作できれば、	電動弁が開いている場合、又は中央制御室からの遠隔操作にて開操作できる場合であれば、
1.8-24	上5～上6	原子炉格納容器下部注水用復水流量計調整弁	原子炉格納容器下部注水用復水流量_調整弁
1.8-24	下7～下6	原子炉格納容器下部注水用復水流量計調整弁	原子炉格納容器下部注水用復水流量_調整弁
1.8-24	下3～下2	原子炉格納容器下部注水用復水流量計調整弁	原子炉格納容器下部注水用復水流量_調整弁
1.8-27	下3	原子炉格納容器下部注水用復水流量計調整弁	原子炉格納容器下部注水用復水流量_調整弁
1.8-32	上8～上9	原子炉格納容器下部注水用復水流量計調整弁	原子炉格納容器下部注水用復水流量_調整弁
1.8-32	上12～上13	原子炉格納容器下部注水用復水流量計調整弁	原子炉格納容器下部注水用復水流量_調整弁
1.8-48	下9～下8	原子炉格納容器下部注水用復水流量計調整弁	原子炉格納容器下部注水用復水流量_調整弁
1.8-49	上5～上6	原子炉格納容器下部注水用復水流量計調整弁	原子炉格納容器下部注水用復水流量_調整弁
1.8-49	上9～上10	原子炉格納容器下部注水用復水流量計調整弁	原子炉格納容器下部注水用復水流量_調整弁
1.8-57	上3～上5	「1.4.2.1(3)a.(b)代替循環冷却系による <u>残存溶融炉心の冷却</u> 」の操作手順のうち、 <u>残留熱除去系(A)注入配管を使用した手順</u> と同様である。	「1.4.2.1(1)a.(d)代替循環冷却系による <u>原子炉压力容器への注水</u> 」の操作手順と同様である。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.8-58	上1～上4	原子炉圧力容器への注水ができず、 <u>非常用交流電源設備により非常用高圧母線2H系が受電している場合</u> で、 <u>低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)</u> が使用可能な場合 ^{※2}	原子炉圧力容器への注水ができず、 <u>系統構成が可能な場合^{※2}</u> で、 <u>低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)</u> が使用可能な場合 ^{※3} 。
1.8-58	上8と上9の間	(記載追加)	※2：HPCS注入隔離弁が全開している場合、又は中央制御室からの遠隔操作にて開操作できる場合。
1.8-58	上9	※2	※3
1.8-59	上4	HPCS注入隔離弁の <u>全開操作</u>	HPCS注入隔離弁が <u>全閉している場合は全開操作</u>
1.8-61	上3	「1.4.2.1(1)a. (d) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水」	「1.4.2.1(1)a. (e) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水」
1.8-95		第1.8-4図 原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉格納容器下部への注水 概要図(1/2)	別紙-追補1-1.8-1に変更する。
1.8-96		第1.8-4図 原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉格納容器下部への注水 概要図(2/2)	別紙-追補1-1.8-2に変更する。
1.8-98		第1.8-6図 原子炉格納容器下部注水系(常設)(代替循環冷却ポンプ)による原子炉格納容器下部への注水 概要図(1/2)	別紙-追補1-1.8-3に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.8-99		第1.8-6図 原子炉格納容器下部注水系(常設)(代替循環冷却ポンプ)による原子炉格納容器下部への注水 概要図(2/2)	別紙-追補1-1.8-4に変更する。
1.8-101		第1.8-8図 原子炉格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水 概要図(1/2)	別紙-追補1-1.8-5に変更する。
1.8-102		第1.8-8図 原子炉格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水 概要図(2/2)	別紙-追補1-1.8-6に変更する。
1.8-105		第1.8-10図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器下部への注水 概要図(1/2)	別紙-追補1-1.8-7に変更する。
1.8-108		第1.8-12図 代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水 概要図(1/2)	別紙-追補1-1.8-8に変更する。
1.8-111		第1.8-14図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水 概要図(1/2)	別紙-追補1-1.8-9に変更する。
1.8-115		第1.8-16図 ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水[ペDESTAL注水配管使用の場合] 概要図(1/2)	別紙-追補1-1.8-10に変更する。
1.8-116		第1.8-16図 ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水[ペDESTAL注水配管使用の場合] 概要図(2/2)	別紙-追補1-1.8-11に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

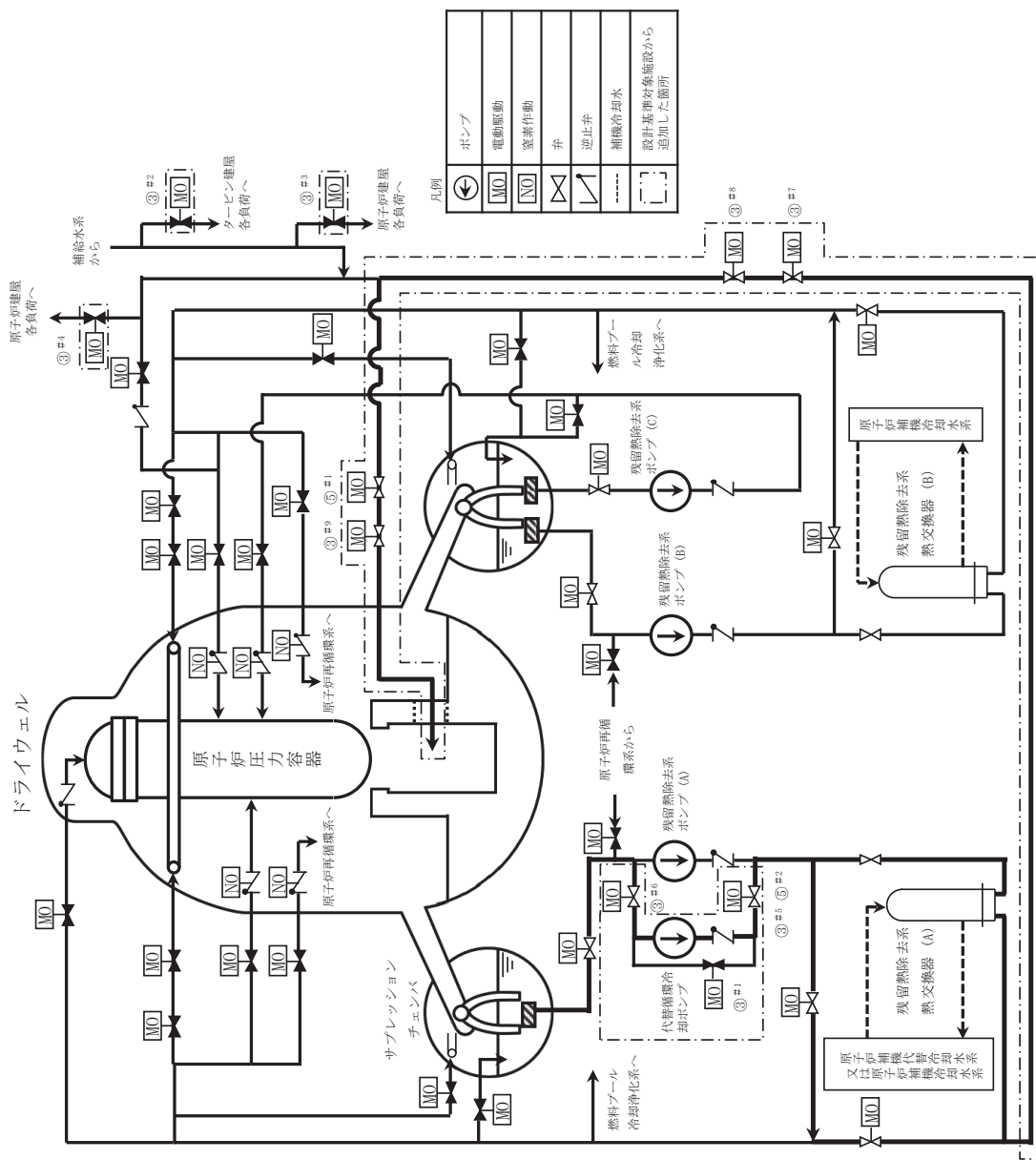
頁	行	補正前	補正後
1.8-118		第1.8-18図 ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水[スプレー管使用の場合] 概要図 (1/2)	別紙-追補1-1.8-12に変更する。
1.8-121		第1.8-20図 低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)による原子炉压力容器への注水 概要図 (1/2)	別紙-追補1-1.8-13に変更する。
1.8-124		第1.8-22図 ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入 概要図	別紙-追補1-1.8-14に変更する。
1.8-128		第1.8-24図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (3/3)	別紙-追補1-1.8-15に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

操作手順	弁名称
③ #1	CRD 復水入口弁
③ #2	MUWC サンプリング取出止め弁
③ #3	FPMUW ポンプ吸込弁
③ #4	T/B 緊急時隔離弁
③ #5	R/B B1F 緊急時隔離弁
③ #6	R/B 1F 緊急時隔離弁
④	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁
⑥	原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁
⑧ ⑩	原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁

#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弁があることを示す。

第 1.8-4 図 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（2/2）

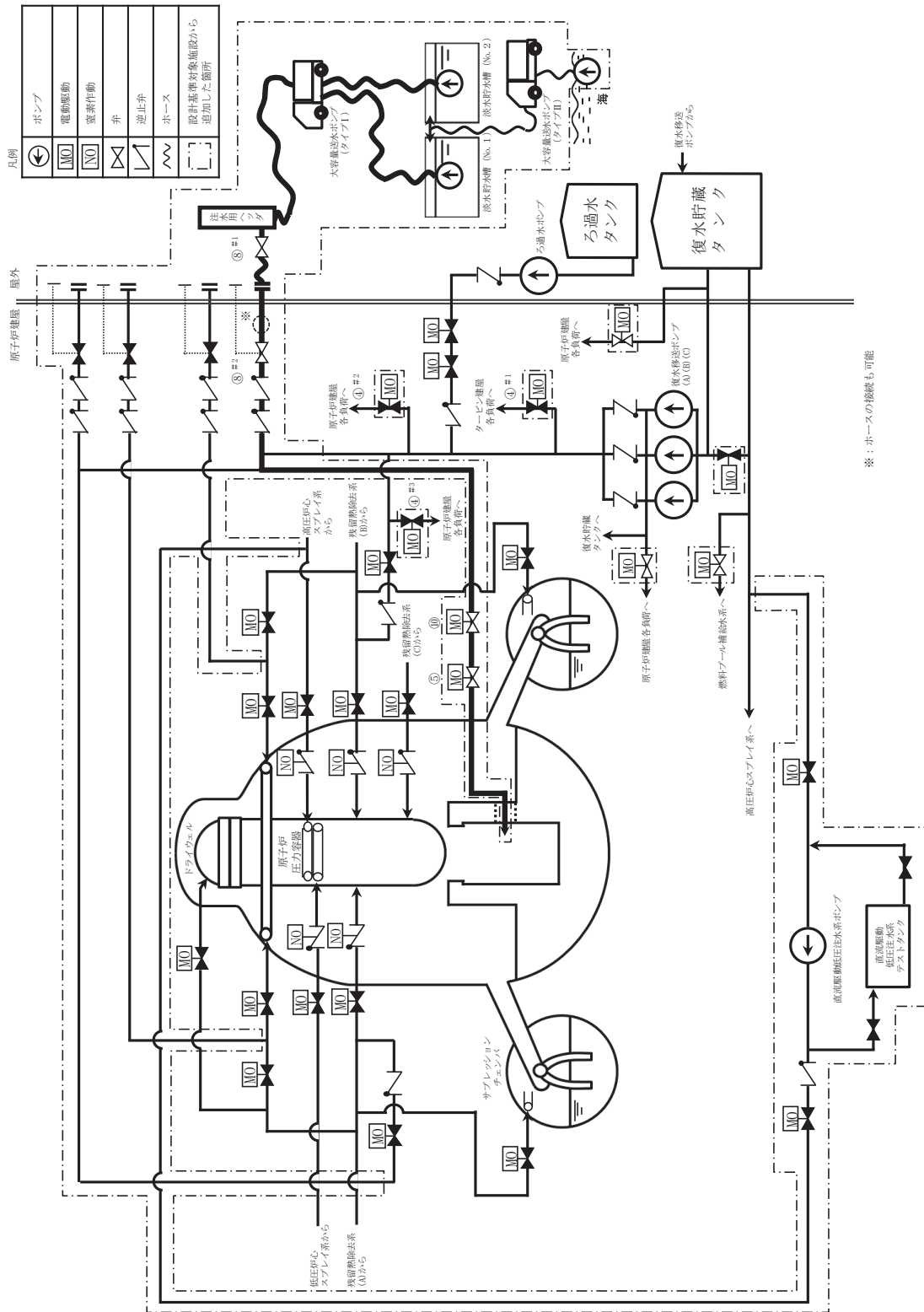


第 1.8-6 図 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（1/2）

操作手順	弁名称
③#1	代替循環冷却ポンプバイパス弁
③#2	T/B 緊急時隔離弁
③#3	R/B BIF 緊急時隔離弁
③#4	R/B 1F 緊急時隔離弁
③#5 ⑤#2	代替循環冷却ポンプ流量調整弁
③#6	代替循環冷却ポンプ吸込弁
③#7	RHR MUWC 連絡第一弁
③#8	RHR MUWC 連絡第二弁
③#9	原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁
⑤#1	原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁

#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弁があることを示す。

第 1.8-6 図 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（2/2）

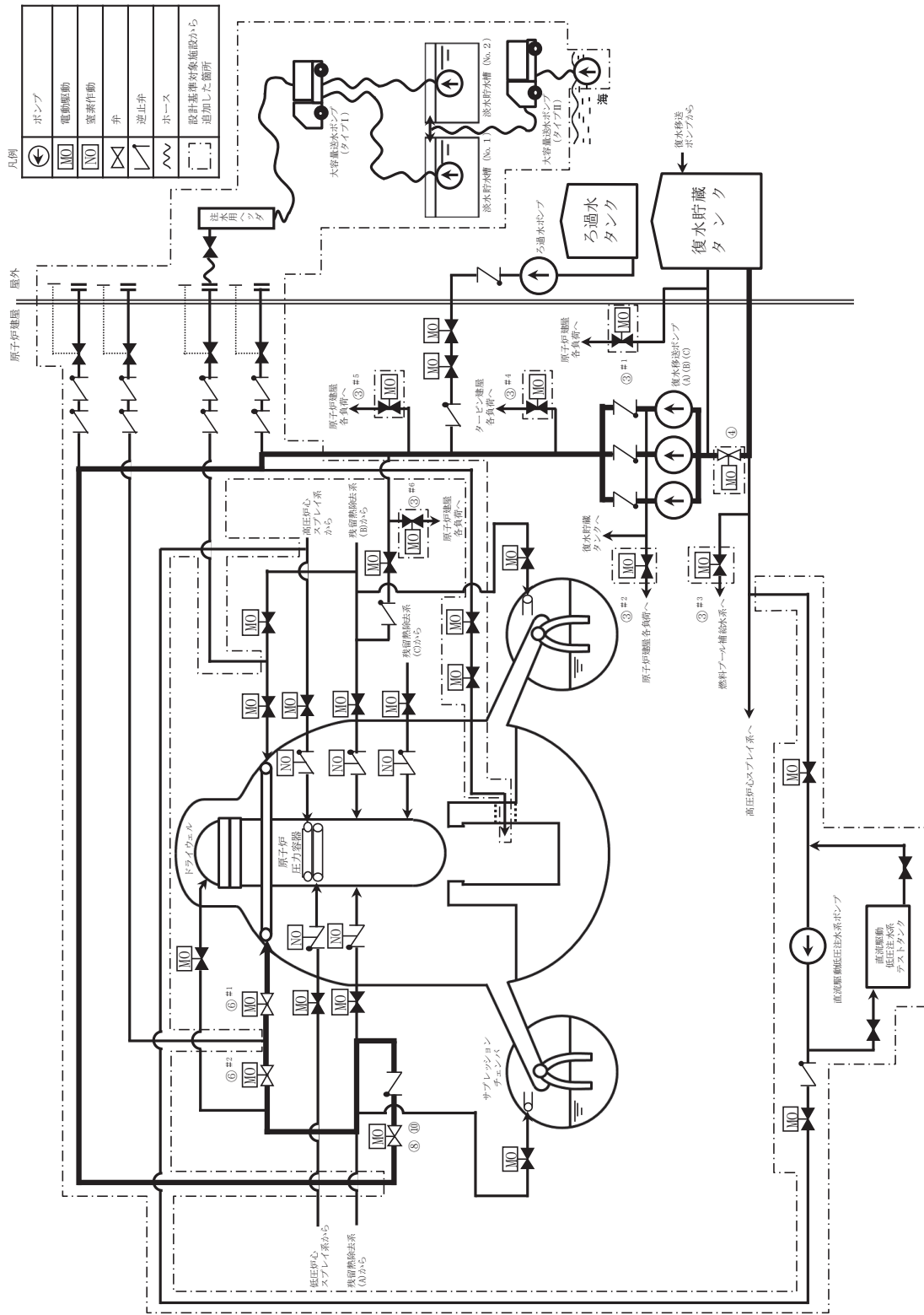


第 1.8-8 図 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（1/2）

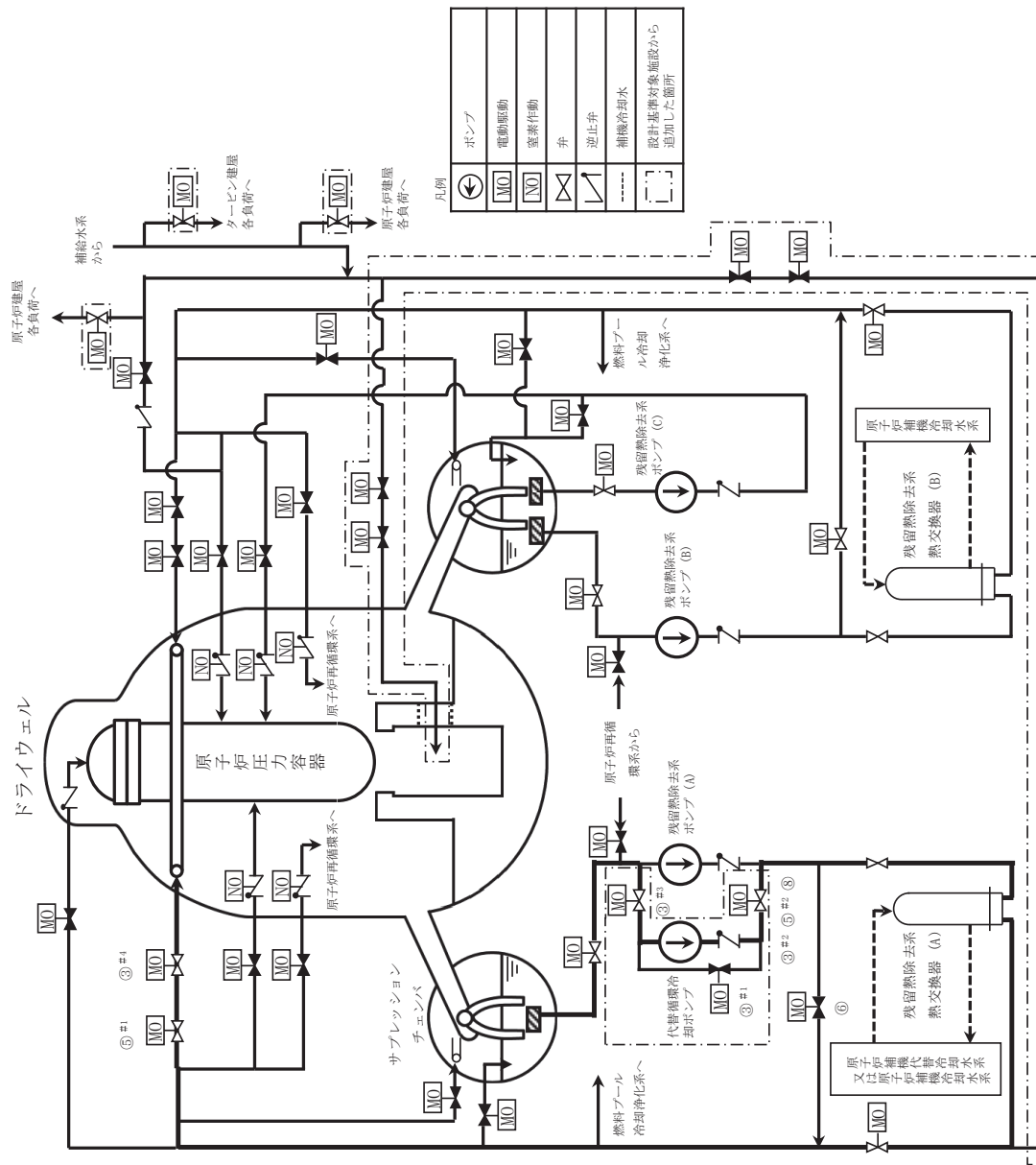
操作手順	弁名称
④#1	T/B 緊急時隔離弁
④#2	R/B B1F 緊急時隔離弁
④#3	R/B 1F 緊急時隔離弁
⑤	原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁
⑧#1	原子炉・格納容器下部注水弁
⑧#2	緊急時原子炉北側外部注水入口弁
⑩	原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁

#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弁があることを示す。

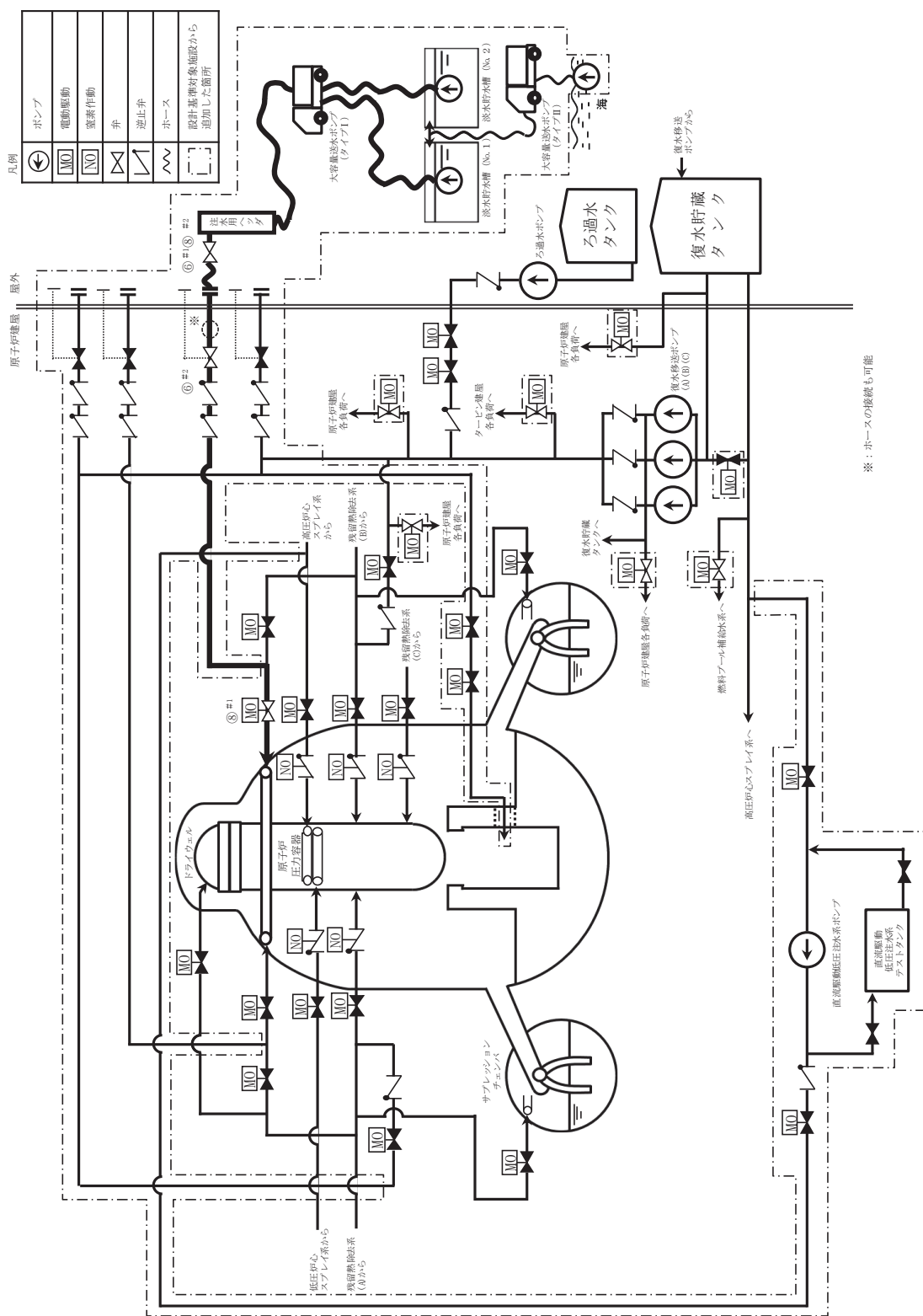
第 1.8－8 図 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（2/2）



第 1.8-10 図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（1/2）



第 1.8-12 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水 概要図 (1/2)

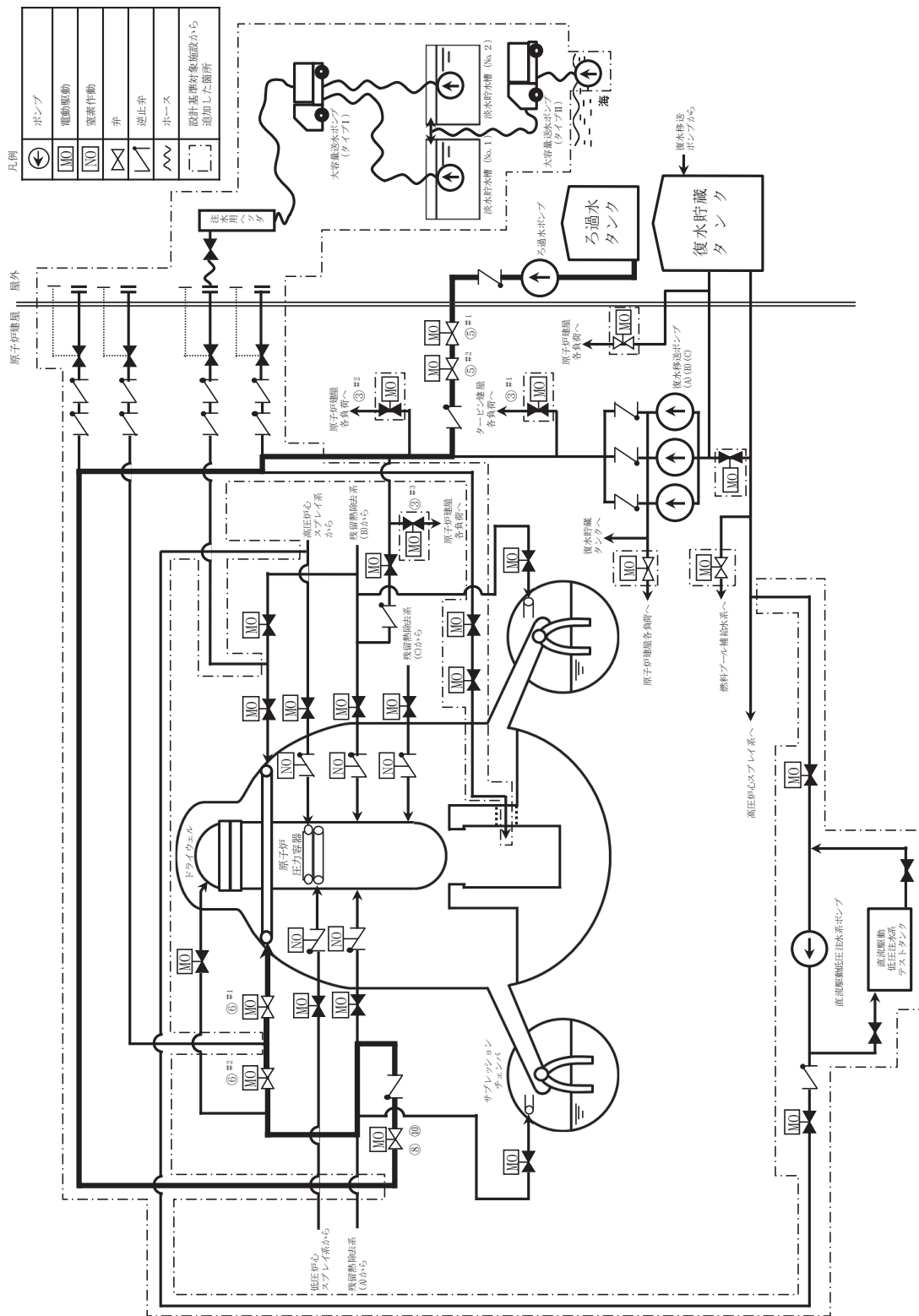


第1.8-14図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（1/2）

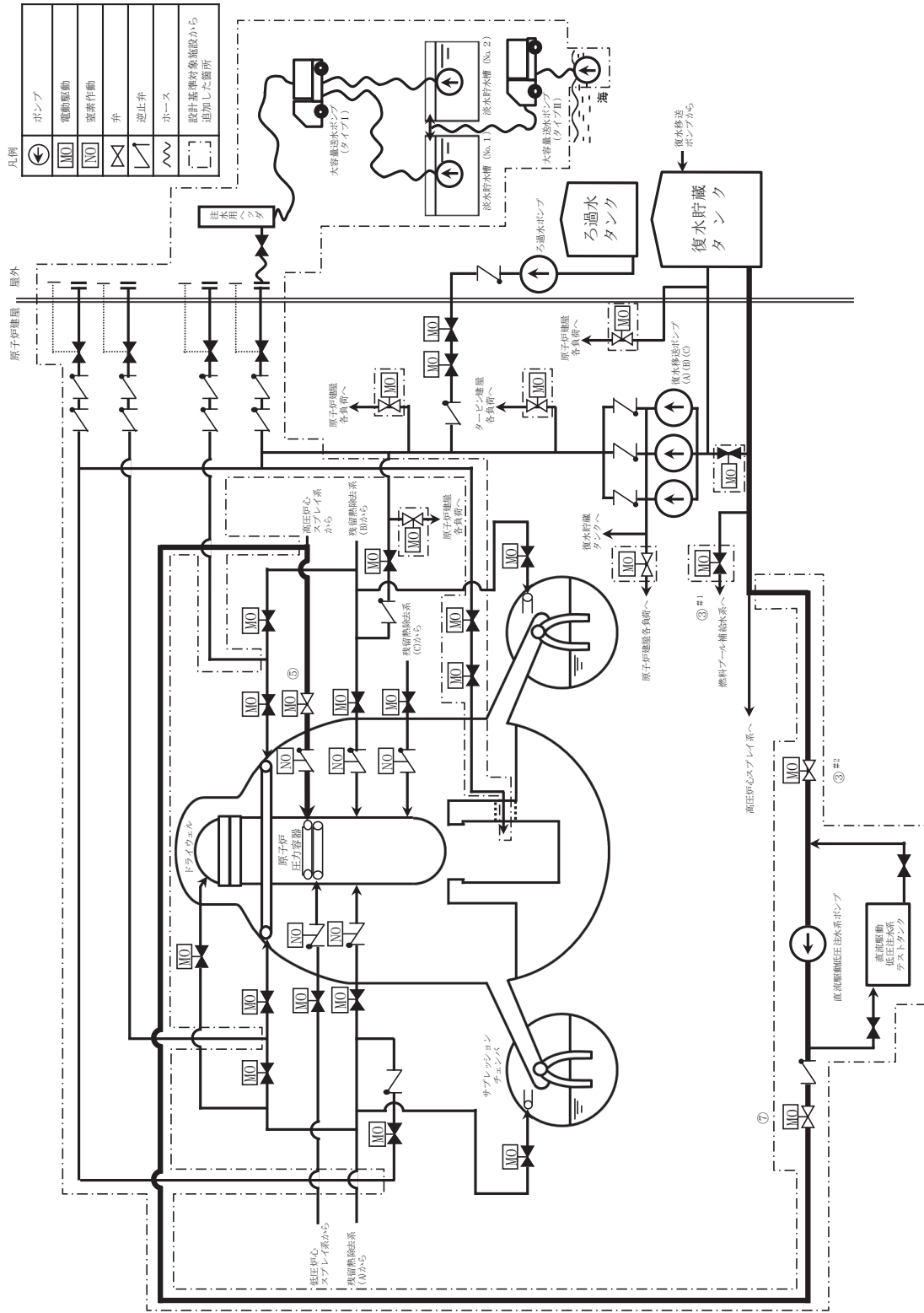
操作手順	弁名称
③ #1	T/B 緊急時隔離弁
③ #2	R/B B1F 緊急時隔離弁
③ #3	R/B 1F 緊急時隔離弁
⑤ #1	FW 系連絡第一弁
⑤ #2	FW 系連絡第二弁
⑥	原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁
⑧ ⑩	原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁

#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弁があることを示す。

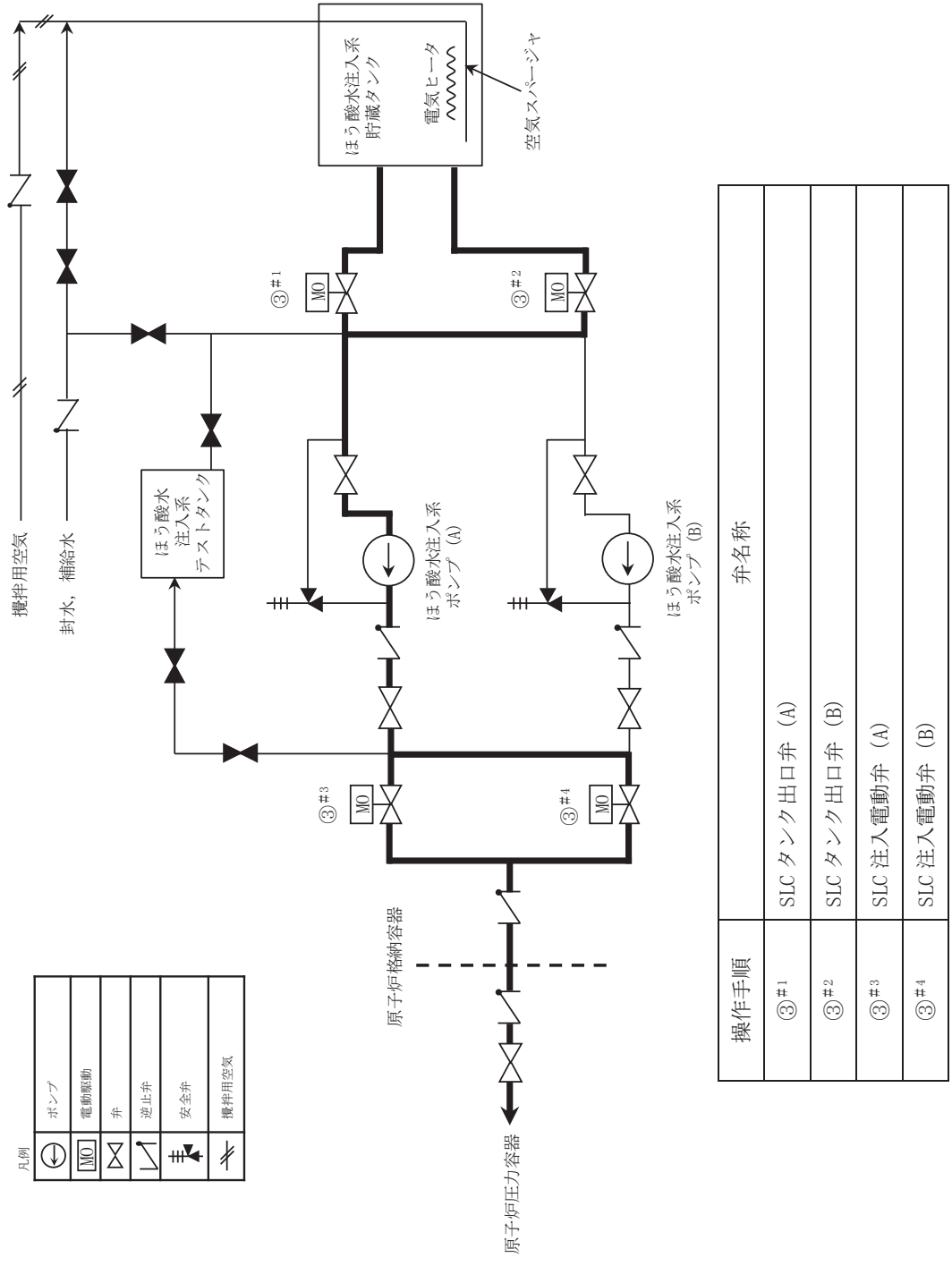
第 1.8－16 図 ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水 [ペデスタル注水配管使用の場合] 概要図 (2/2)



第 1.8-18 図 ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水[スプレー管使用の場合] 概要図 (1/2)



第 1.8—20 図 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉圧力容器への注水 概要図（1/2）

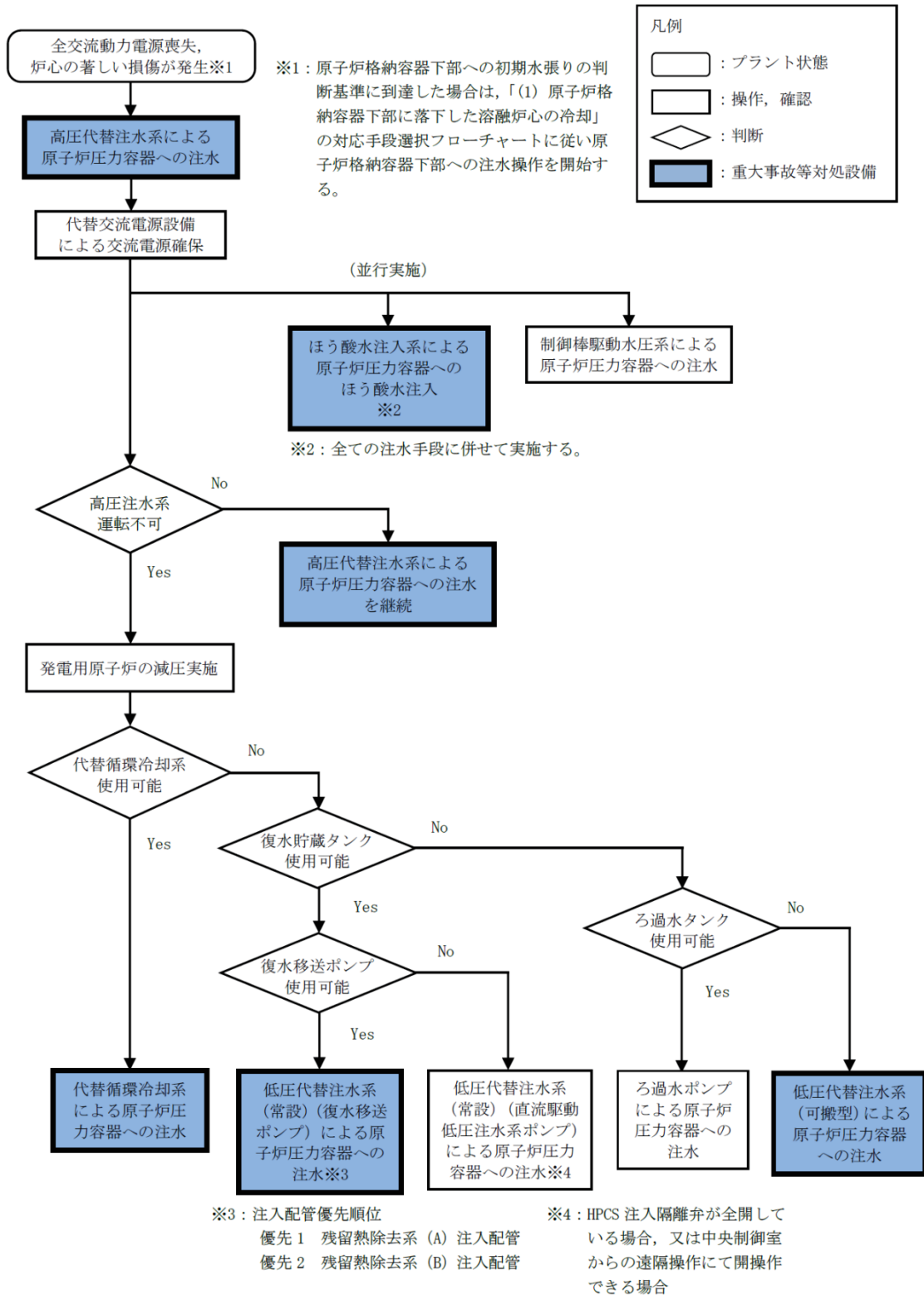


操作手順	弁名称
③#1	SLC タンク 出口弁 (A)
③#2	SLC タンク 出口弁 (B)
③#3	SLC 注入電動弁 (A)
③#4	SLC 注入電動弁 (B)

#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弁があることを示す。

第 1.8－22 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 概要図

(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止

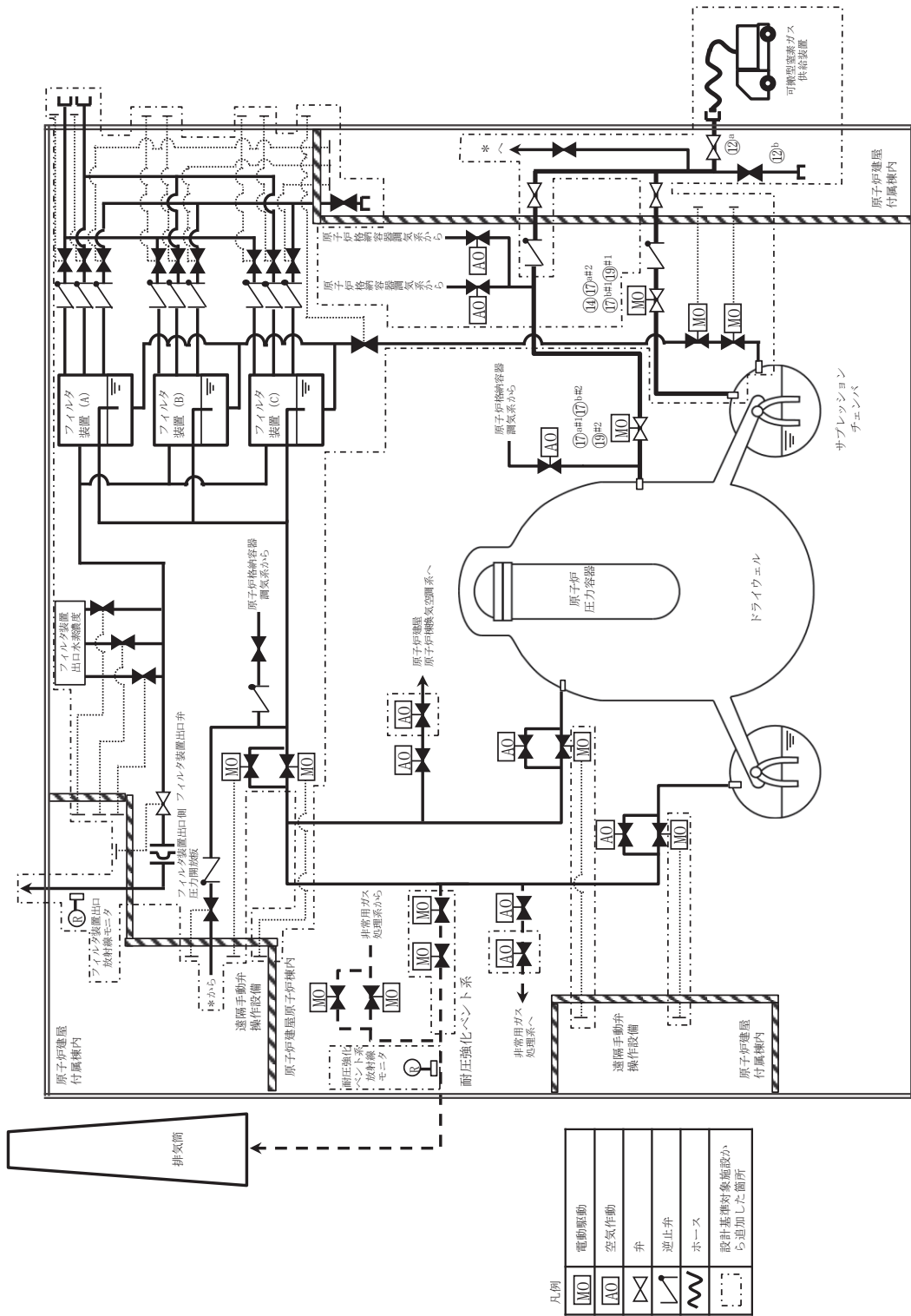


第 1.8-24 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (3/3)

追補1「1.9」を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
1.9-17	下7～下6	窒素供給開始まで <u>170</u> 分以内で可能である。	窒素供給開始まで <u>315</u> 分以内で可能である。
1.9-41		第1.9-2図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 概要図 (1/2)	別紙-追補1-1.9-1に変更する。
1.9-43		第1.9-3図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 タイムチャート	別紙-追補1-1.9-2に変更する。
1.9-49		第1.9-8図 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 概要図	別紙-追補1-1.9-3に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。



凡例

MO	電動駆動
AO	空気駆動
弁	弁
逆止弁	逆止弁
ホース	ホース
設計基準対象施設から追加した箇所	設計基準対象施設から追加した箇所

第 1.9-2 図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 概要図 (1/2)

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考														
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10															
可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給	運転員(中央制御室) A	電源確認 ^{※1}																								
		窒素供給準備 ^{※2}																								
		窒素供給開始 ^{※2}																								
	運転員(現場) B, C	移動・扉開放(可搬型窒素ガス供給装置接続口(建屋内)を使用する場合のみ) ^{※3}																								
		移動, 系統構成 ^{※4}																								
	重大事故等対応要員A, B	保管場所への移動 ^{※5※6}																								
		可搬型窒素ガス供給装置の移動・設置 ^{※7}																								
		充電機起動, 暖機 ^{※8※9}																								
		可搬型窒素ガス供給装置の起動 ^{※8}																								
	重大事故等対応要員C～E	可搬型窒素ガス供給装置による窒素供給準備 ^{※8}																								
保管場所への移動 ^{※5※6}																										
		ホースの敷設, 接続 ^{※10}																								

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

※3: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に見込んだ時間

※4: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に見込んだ時間

※5: 可搬型窒素ガス供給装置の保管場所は, 第1保管エリア及び第4保管エリア

※6: 緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動時間に見込んだ時間

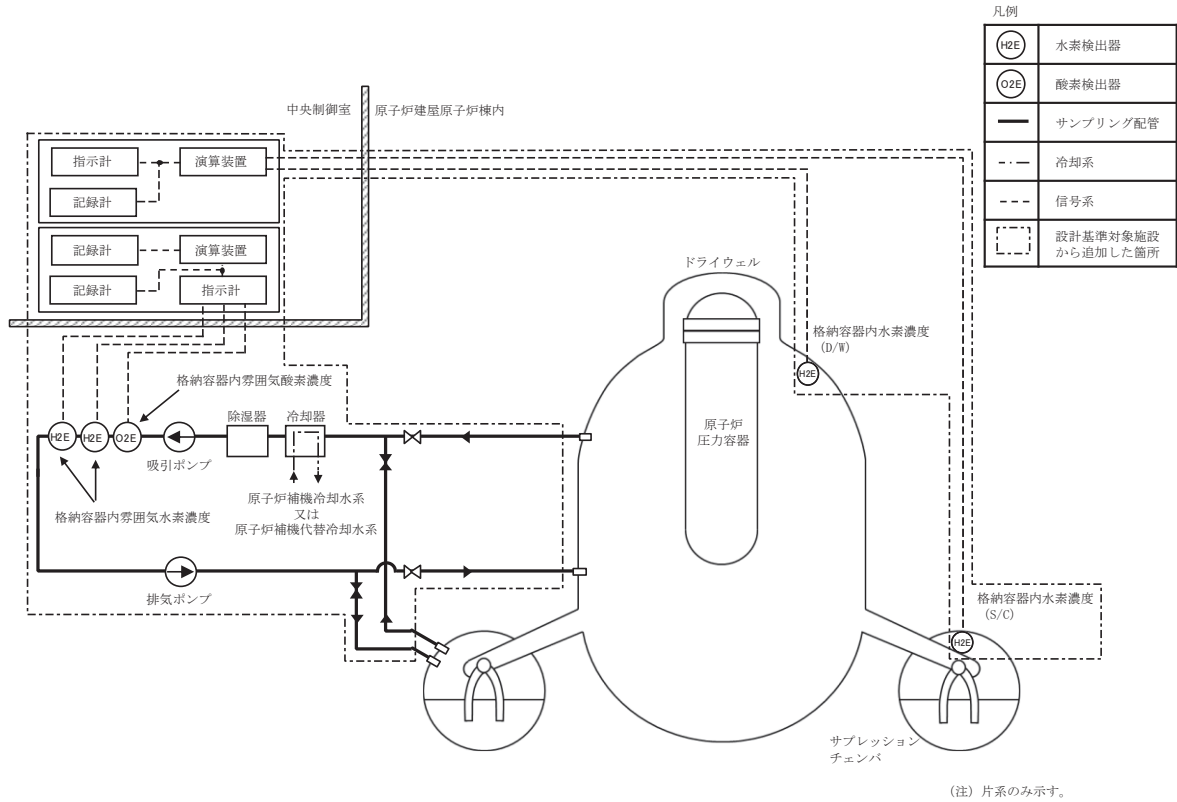
※7: 可搬型窒素ガス供給装置の移動距離として第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に見込んだ時間

※8: 可搬型窒素ガス供給装置の設計して想定した作業時間に見込んだ時間

※9: 可搬型窒素ガス供給装置の暖機操作は通常時においても必要により実施する

※10: ホースの敷設を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1.9-3 図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 タイムチャート



第 1.9-8 図 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 概要図

追補1 「1.10」を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
1.10-9	上2	設備は、_審査基準_及び_基準規則_に要求される	設備は、「審査基準」及び「基準規則」に要求される

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

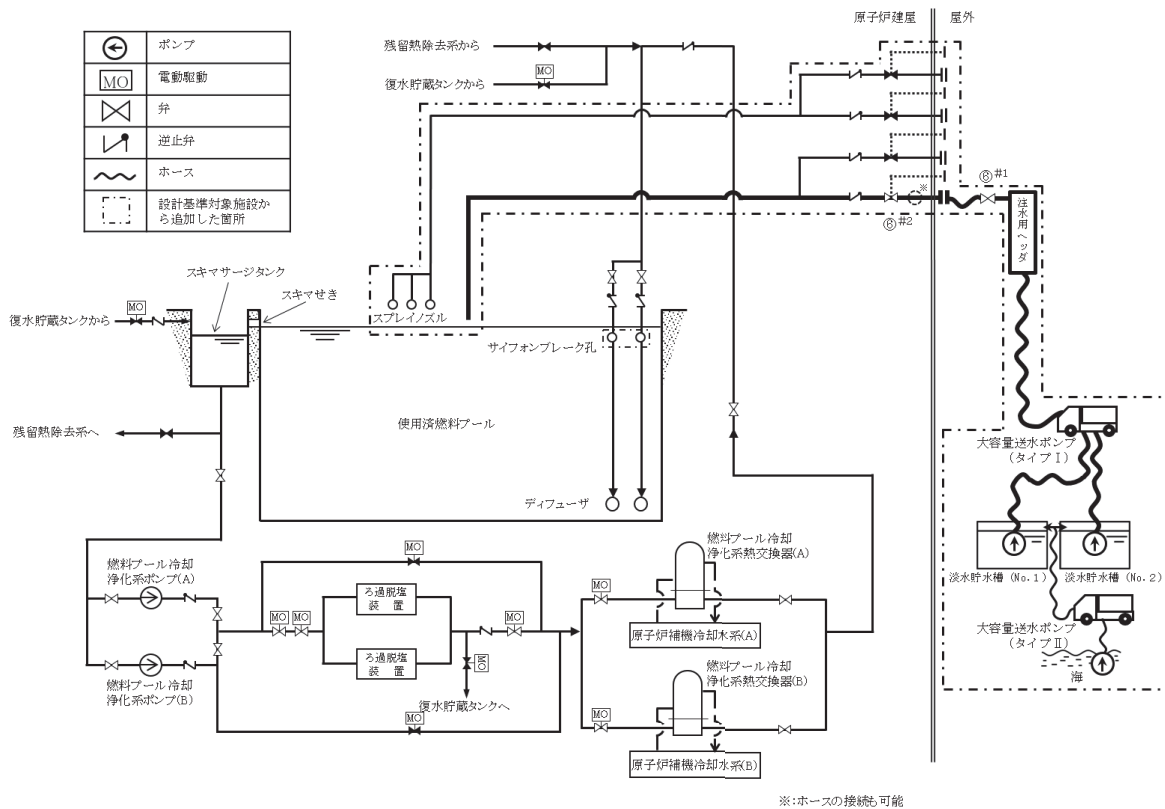
追補1「1.11」を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
1.11-11	下7～下6	設備は、 <u>審査基準</u> 及び <u>基準規則</u> に要求される	設備は、「 <u>審査基準</u> 」及び「 <u>基準規則</u> 」に要求される
1.11-12	上2～上4	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使用できれば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。	耐震性は確保されておらず、 <u>大容量送水ポンプ（タイプI）</u> に比べ、 <u>注水量が少ない</u> が、重大事故等へ対処するために使用できれば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ため、 <u>使用済燃料プールへの注水を確保するための手段</u> となり得る。
1.11-15	下2～下1	設備は、 <u>審査基準</u> 及び <u>基準規則</u> に要求される	設備は、「 <u>審査基準</u> 」及び「 <u>基準規則</u> 」に要求される
1.11-16	上8～上10	<u>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</u> 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。	<u>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り、また、漏えい箇所により漏えいを緩和できない場合があるため効果に不確実さはあるものの、大量の水の漏えいを緩和する手段</u> となり得るため、 <u>使用できれば漏えいを抑制する手段</u> として有効である。
1.11-16	下11	有効である。	<u>有効であるため、使用済燃料プールへのスプレイの代替手段</u> となり得る。
1.11-17	下3～下2	設備は、 <u>審査基準</u> 及び <u>基準規則</u> に要求される	設備は、「 <u>審査基準</u> 」及び「 <u>基準規則</u> 」に要求される
1.11-19	上6～上7	設備は、 <u>審査基準</u> 及び <u>基準規則</u> に要求される	設備は、「 <u>審査基準</u> 」及び「 <u>基準規則</u> 」に要求される

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.11-42	下7～下5	全交流動力電源喪失時、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非常用高圧母線の受電が完了し、燃料プール冷却浄化系が使用可能な状態*である場合。	全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却水系の機能喪失時、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非常用高圧母線の受電が完了し、原子炉補機代替冷却水系及び燃料プール冷却浄化系が使用可能な状態*である場合。
1.11-60		第1.11-5図 燃料プール代替注水系（常設配管） 概要図	別紙-追補1-1.11-1に変更する。
1.11-66		第1.11-11図 ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水 概要図 残留熱除去系(A)を經由して注水する場合	別紙-追補1-1.11-2に変更する。
1.11-68		第1.11-13図 燃料プールのスプレイ系（常設配管） 概要図	別紙-追補1-1.11-3に変更する。
1.11-74		第1.11-19図 化学消防自動車及び大型化学高所放水車による燃料プールのスプレイ系（常設配管） 概要図	別紙-追補1-1.11-4に変更する。
1.11-78	下2～下1	第1.11-23図 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 原子炉補機代替冷却水系(A系)を使用する場合	第1.11-23図 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 原子炉補機代替冷却水系(A_)を使用する場合

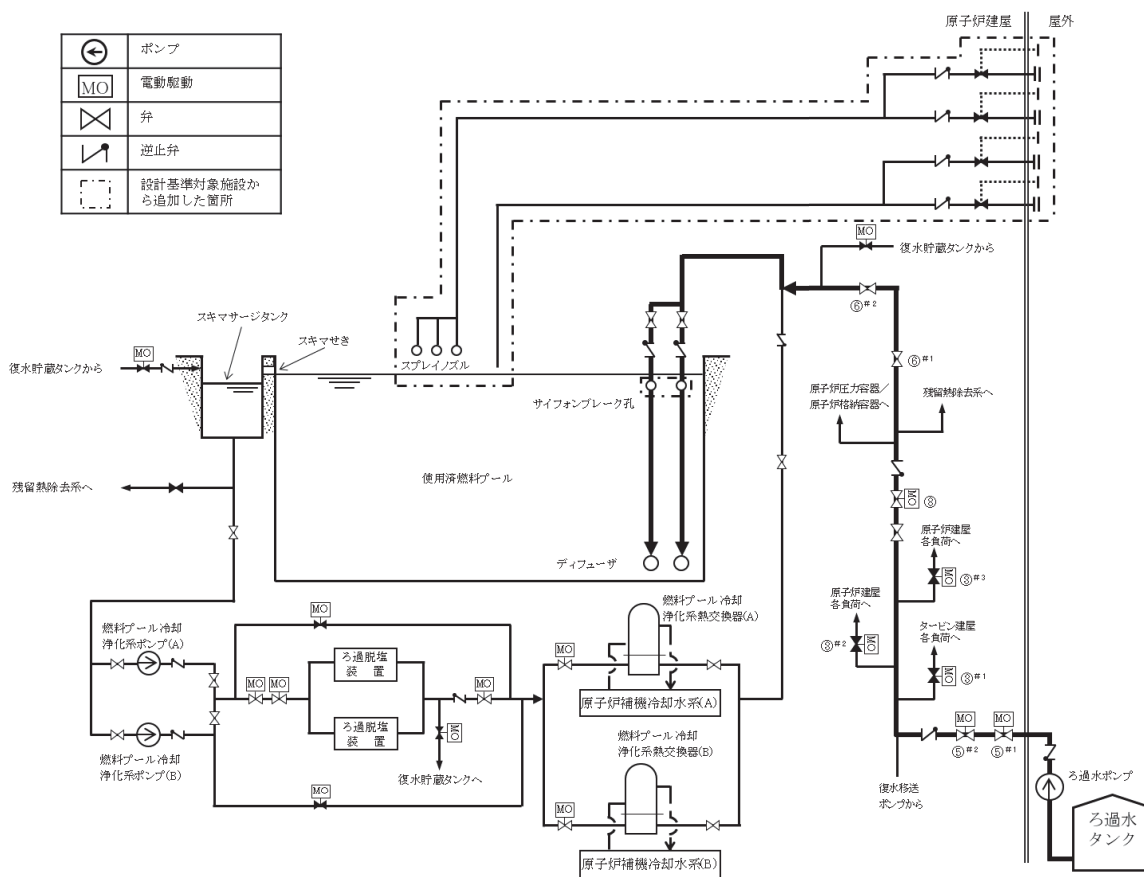
なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。



操作手順	弁名称
⑥ #1	燃料プール注水・スプレー（常設配管）弁
⑥ #2	原子炉建屋東側燃料プール代替注水元弁

#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弁があることを示す。

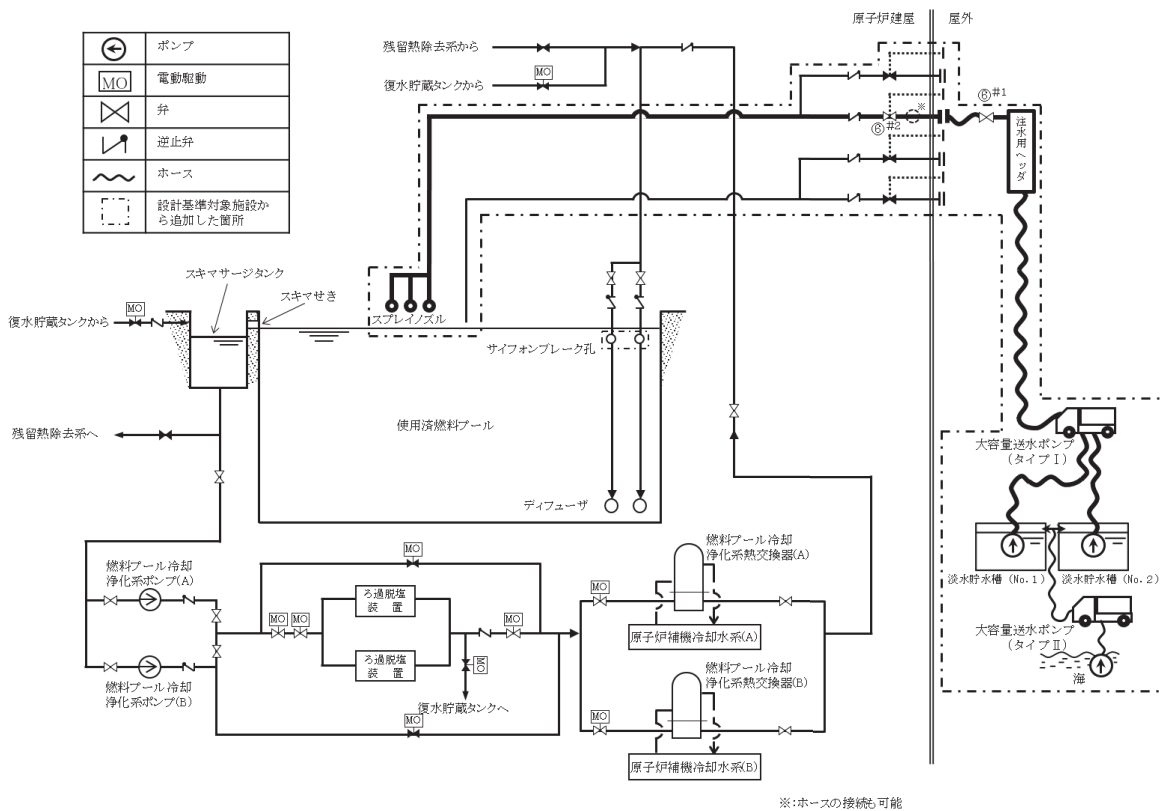
第 1.11－5 図 燃料プール代替注水系（常設配管） 概要図



操作手順	弁名称
③ #1	T/B 緊急時隔離弁
③ #2	R/B B1F 緊急時隔離弁
③ #3	R/B 1F 緊急時隔離弁
⑤ #1	FW 系連絡第一弁
⑤ #2	FW 系連絡第二弁
⑥ #1	RHR A 系 FPC 供給連絡弁
⑥ #2	FPC RHR 戻り連絡弁
⑧	RHR ヘッドスプレーライン洗浄流量調整弁

#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弁があることを示す。

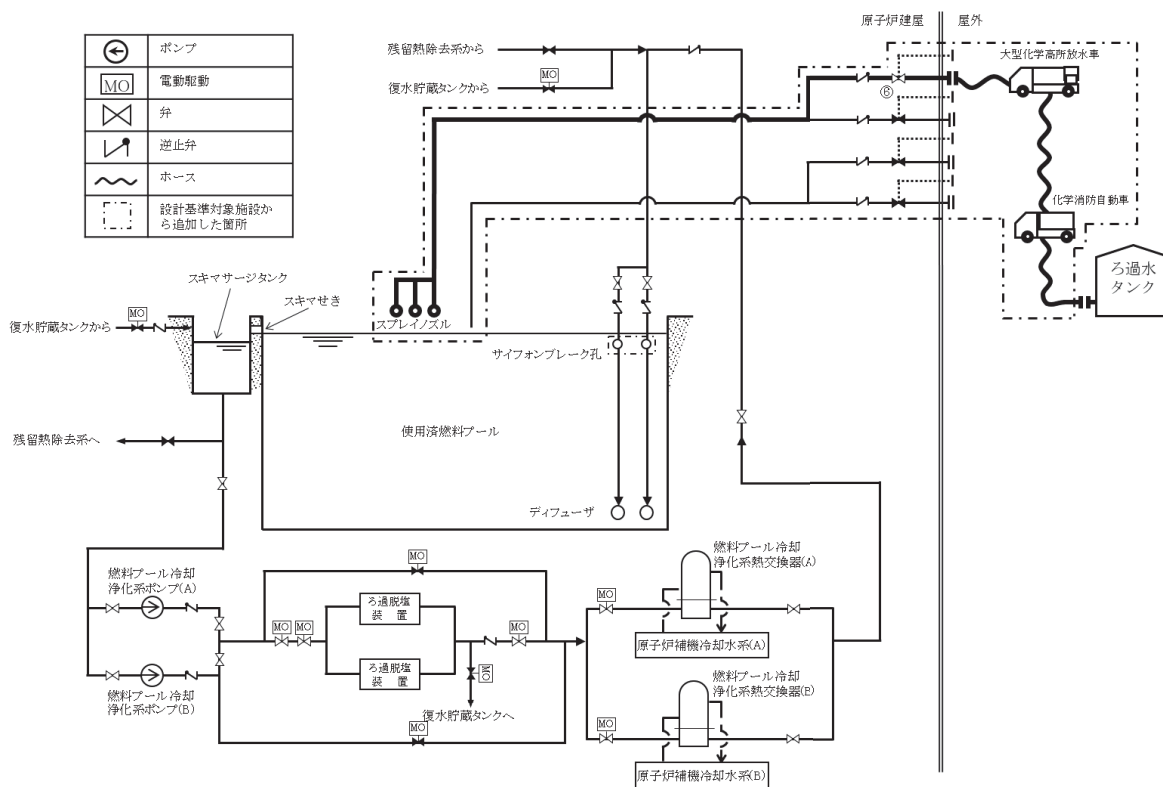
第 1.11－11 図 ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水 概要図
 残留熱除去系 (A) を経由して注水する場合



操作手順	弁名称
⑥ #1	燃料プール注水・スプレー（常設配管）弁
⑥ #2	原子炉建屋東側燃料プールスプレー元弁

#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弁があることを示す。

第 1.11－13 図 燃料プールスプレー系（常設配管） 概要図



操作手順	弁名称
⑥	原子炉建屋北側燃料プールスプレイ元弁

第 1.11－19 図 化学消防自動車及び大型化学高所放水車による燃料プール
スプレイ系（常設配管） 概要図

追補1「1.12」を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
1.12-4	下9～下8	「技術基準規則」_七十条	「技術基準規則」 <u>第七十条</u>
1.12-8 ～ 1.12-9	下1 ～ 上1	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	航空機燃料火災への対応手段として、 <u>大容量送水ポンプ（タイプⅡ）</u> に比べ、放水量が少ないため、 <u>重大事故等対処設備と同等の放水効果は得られにくい</u>
1.12-10	下10	放水設備（大気への拡散抑制設備）_ <u>により</u>	放水設備（大気への拡散抑制設備） <u>すなわち大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及び放水砲</u> により
1.12-16	上4～上5	放水設備（大気への拡散抑制設備）_ <u>により</u>	放水設備（大気への拡散抑制設備） <u>すなわち大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及び放水砲</u> により
1.12-18	上1～上2	放水設備（大気への拡散抑制設備）_ <u>により</u>	放水設備（大気への拡散抑制設備） <u>すなわち大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及び放水砲</u> により
1.12-23	下3～下2	手順着手から <u>370分</u> 以内	手順着手から <u>205分</u> 以内
1.12-28	上2	第1.12-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧（ <u>1/3</u> ）	第1.12-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧（ <u>1/4</u> ）
1.12-28 と 1.12-29 の間		（記載追加）	別紙－追補1－1.12-1を追加する。
1.12-29	上1	第1.12-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧（ <u>2/3</u> ）	第1.12-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧（ <u>3/4</u> ）

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.12-30	上1	第1.12-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (3/3)	第1.12-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (4/4)
1.12-38		シルトフェンス_設置位置図	シルトフェンス <u>の</u> 設置位置図
1.12-45		第1.12-15図 化学消防自動車及び大型化学高所放水車による泡消火並びに放水設備(泡消火設備)による航空機燃料火災への泡消火タイムチャート	別紙-追補1-1.12-2に変更する。
1.12-46	下1	ホース敷設ルート_	ホース敷設ルート <u>図</u>

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

監視計器一覧 (2/4)

対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器	
1.12.2 重大事故等時の手順 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 (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絞り込み			
重大事故等対応要領書 「放水設備による大気への拡散抑制」	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (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	高圧代替注水系ポンプ出口流量
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量
			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量
			残留熱除去系洗浄ライン流量
			直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量
			代替循環冷却ポンプ出口流量
			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力
		使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位 (ヒートサーモ式)
			使用済燃料プール水位 (ガイドバルス式)
			使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) 使用済燃料プール監視カメラ
	原子炉格納容器内の放射線線量率	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)			
操作	—		

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考					
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10						
化学消防自動車による泡消火	初期消火要員(消防車隊) A~C	化学消防自動車による泡消火開始 40分	化学消防自動車による泡消火開始 120分	大型化学消防放水車による泡消火開始 20分	放水設備(泡消火設備)による泡消火開始										操作手順		
		設備装着・保管場所への移動 ^{※12}	化学消防自動車の移動・設置 ^{※3}	ホース敷設・接続 ^{※4}	泡消火準備(補間操作) ^{※5}	搬送	化学消防自動車→泡消火準備										
		設備装着・保管場所への移動 ^{※12}	大型化学消防放水車及び泡消液準備車の移動・設置 ^{※3}	ホース敷設・接続及び泡消液準備車と大型化学消防放水車の接続 ^{※4}	泡消火準備(補間操作) ^{※5}	搬送	化学消防自動車→泡消火準備										
大型化学消防放水車による泡消火	初期消火要員(消防車隊) D~F	保管場所への移動 ^{※6}	保管場所への移動 ^{※6}	保管場所への移動 ^{※6}	保管場所への移動 ^{※6}	保管場所への移動 ^{※6}	保管場所への移動 ^{※6}	保管場所への移動 ^{※6}	保管場所への移動 ^{※6}	保管場所への移動 ^{※6}	保管場所への移動 ^{※6}	保管場所への移動 ^{※6}	保管場所への移動 ^{※6}		1.12.2.2(1)a(b)記載の操作手順		
		大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}			
		大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}			
放水設備(泡消火設備)による航空機燃料火災への泡消火	重大事故等対応要員D~F	保管場所への移動 ^{※6}	保管場所への移動 ^{※6}	保管場所への移動 ^{※6}	保管場所への移動 ^{※6}	保管場所への移動 ^{※6}	保管場所への移動 ^{※6}	保管場所への移動 ^{※6}	保管場所への移動 ^{※6}	保管場所への移動 ^{※6}	保管場所への移動 ^{※6}	保管場所への移動 ^{※6}	保管場所への移動 ^{※6}		ホース敷設距離により作業時間が異なる。 【ホース敷設が80m以内】 ・ホース敷設:40分 ・放水開始:20分 【ホース敷設が400m以内】 ・ホース敷設:85分 ・放水開始:220分		
		大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}				
		大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}	大容量送水ポンプ(タイプII)の移動・設置、防塵距離開放 ^{※9}				

※1: 化学消防自動車の保管場所は第3保管エリア及び第1保管エリア、大型化学消防放水車及び泡消液準備車の保管場所は第1保管エリア及び第1保管エリア
 ※2: 事務本館又は事務運搬から第1保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※3: 化学消防自動車、大型化学消防放水車及び泡消液準備車の移動距離として、第1保管エリアから原子炉建屋までを想定した作業時間を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※4: ホース敷設距離の異なる作業時間を考慮した作業時間を想定した移動距離として、第1保管エリアから原子炉建屋までを想定した作業時間を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※5: 化学消防自動車の移動を考慮した作業時間を考慮した作業時間を想定した移動距離として、第1保管エリアから原子炉建屋までを想定した作業時間を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※6: 大容量送水ポンプ(タイプII)の保管場所は第1保管エリア、ホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア及び第5保管エリア、ホース延長回収車の保管場所は第3保管エリア、第4保管エリア及び第5保管エリア、放水砲及び泡消火薬剤混合装置の保管場所は第1保管エリア及び第4保管エリア
 ※7: 緊急時対策から第5保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※8: 設計状況を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※9: 大容量送水ポンプ(タイプII)の移動距離として、第2保管エリアから海水ポンプ室までを想定した移動時間と大容量送水ポンプ(タイプII)の設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※10: 大容量送水ポンプ(タイプII)の起動実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※11: 放水砲の運動距離として、第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した運動時間に余裕を見込んだ時間と放水砲の設置実績を考慮した作業時間を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※12: 泡消火薬剤混合装置の運動距離として、第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した運動時間に余裕を見込んだ時間と泡消火薬剤混合装置の設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※13: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※14: ホース敷設・接続作業完了後、大容量送水ポンプ(タイプII)の設置作業に合流する
 ※15: 泡消火薬剤混合装置の起動実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※16: 放水実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.12-15 図 化学消防自動車及び大型化学消防放水車による泡消火並びに放水設備(泡消火設備)

による航空機燃料火災への泡消火 タイムチャート

追補1 「1.13」を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
1.13-30	上4～上7	<u>耐震性が確保されておらず、補給に必要な水量が確保できない場合があるが、淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給ができない場合において、淡水タンクの水を復水貯蔵タンクへ補給する手段として有効である。</u>	<u>重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、代替水源としての設備となり得る。また、補給に必要な水量が確保できない場合はあるものの、淡水貯水槽 (No.1) 及び淡水貯水槽 (No.2) から復水貯蔵タンクへの補給ができない場合には、復水貯蔵タンクへの淡水を補給するための代替手段としての設備となり得る。</u>
1.13-30	下7～下3	補給に必要な水量が確保できない場合があるが、淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給ができない場合で、重大事故等へ対処するために消火が必要な火災が発生していない場合において、 <u>設備が健全であれば耐震性防火水槽の水を復水貯蔵タンクへ補給する手段として有効である。</u>	補給に必要な水量が確保できない場合があるが、淡水貯水槽 (No.1) 及び淡水貯水槽 (No.2) から復水貯蔵タンクへの補給ができない場合で、重大事故等へ対処するために消火が必要な火災が発生していない場合には、 <u>耐震性防火水槽の水を復水貯蔵タンクへ補給する手段として有効である。</u>
1.13-49	下11	<u>ドライウエル内</u>	原子炉格納容器内
1.13-49	下8	<u>ドライウエル内</u>	原子炉格納容器内
1.13-49	下3～下2	<u>ドライウエル内</u>	原子炉格納容器内
1.13-50	上7	とは、 <u>圧力抑制室圧力又はドライウエル温度</u> 指示値が、	とは、 <u>ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力、ドライウエル温度又は圧力抑制室水位</u> 指示値が、
1.13-50	上11～上12	<u>ドライウエル内</u>	原子炉格納容器内
1.13-51	上10	<u>ドライウエル内</u>	原子炉格納容器内

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.13-51	上11	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-51	下10	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-62	下13～下6	<u>炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉格納容器下部へ落下した場合，原子炉格納容器下部注水系により原子炉格納容器下部へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は，代替循環冷却系によるサプレッションチェンバを水源とした原子炉圧力容器内への注水を実施することで残存した溶融炉心を冷却し，原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への放熱を抑制する。</u>	<u>復水給水系及び高压炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず，残留熱除去系（低压注水モード），低压炉心スプレイ系及び低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）が故障により使用できない場合において交流電源が確保されている場合，残存溶融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合，又は溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する場合に，代替循環冷却系を起動し，サプレッションチェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。</u>
1.13-62	下5と下4の間	（記載追加）	（i）代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 復水給水系，非常用炉心冷却系及び低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において，代替循環冷却系が使用可能な場合*。 ※：設備に異常がなく，電源，補機冷却水及び水源（サプレッションチェンバ）が確保されている場合。 【1.4.2.1(1)a.(d)】

なお，頁は，令和元年9月19日付け，東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.13-62	下4	(<u>i</u>) 残存溶融炉心の冷却のための	(<u>ii</u>) 残存溶融炉心の冷却のための
1.13-63	下7	(<u>ii</u>) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を	(<u>iii</u>) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を
1.13-64	上8	残存溶融炉心の冷却のための	<u>代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(1)a.(d)代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水」</u> 、残存溶融炉心の冷却のための
1.13-64	下12と下11の間	(記載追加)	(i) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 上記の操作は、運転員(中央制御室)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循環冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで15分以内で可能である。
1.13-64	下11	(<u>i</u>) 残存溶融炉心の冷却のための	(<u>ii</u>) 残存溶融炉心の冷却のための
1.13-64	下4	(<u>ii</u>) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を	(<u>iii</u>) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を
1.13-79	下6～下5	低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ) <u>及び</u> 低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)	低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)、 <u>代替循環冷却系</u> <u>及び</u> 低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)
1.13-80	上4～上5	非常用炉心冷却系 <u>及び</u> 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ) <u>による</u> 原子炉圧力容器への注水ができず、	非常用炉心冷却系、 <u>低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)</u> 、 <u>代替循環冷却系</u> <u>及び</u> <u>低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)</u> <u>による</u> 原子炉圧力容器への注水ができず、

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.13-80	上10	【1.4.2.1(1)a. (d)】	【1.4.2.1(1)a. (e)】
1.13-82	下10	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-82	下6	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-82	下4	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-83	上2	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-83	上12	とは、 <u>圧力抑制室圧力又はドライウエル温度</u> 指示値が、	とは、 <u>ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力、ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度又は圧力抑制室水位</u> 指示値が、
1.13-83	下10	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-84	上12	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-84	下12	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-84	下11	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-84	下8～下7	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-90	下4～下3	第1.13-33図	第1.13-35図
1.13-97	上11～上12	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-97	上13	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-97	下5～下4	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-98	上4～上5	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-98	下3	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-98	下2	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-99	上2～上3	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.13-99	上5	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-99	下5～下4	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-99	下2	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-123	下13～下12	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-123	下11	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-123	下3～下2	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-124	上6～上7	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-124	下2	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-124	下1	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-125	上3～上4	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-125	上6	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-125	下4～下3	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-125	下1	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-144	上10～上11	第1.13- <u>34</u> 図及び第1.13- <u>35</u> 図	第1.13- <u>36</u> 図及び第1.13- <u>37</u> 図
1.13-155 ～	下1 ～	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-156	上1		
1.13-156	上2	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-156	上10～上11	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-156	下9～下8	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-157	上10	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1.13-157	上11	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1. 13-157	下12～下11	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1. 13-157	下 9	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1. 13-158	下 2～下 1	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1. 13-159	上 2	<u>ドライウエル内</u>	<u>原子炉格納容器内</u>
1. 13-182	下 7	<u>370分以内で</u>	<u>205分以内で</u>
1. 13-187	下 3～下 2	<u>純水移送ポンプによる復水貯蔵タンクへの通常補給ができない場合で、淡水貯水槽を水源とした</u>	<u>復水貯蔵タンクへ補給が必要な場合で、淡水貯水槽を水源とした</u>
1. 13-191	上 5～上 6	<u>純水移送ポンプによる復水貯蔵タンクへの通常補給及び淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) から</u>	<u>淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) から</u>
1. 13-194	上12～上13	<u>純水移送ポンプによる復水貯蔵タンクへの通常補給並びに淡水貯水槽 (No. 1), 淡水貯水槽 (No. 2) 及び</u>	<u>淡水貯水槽 (No. 1), 淡水貯水槽 (No. 2) 及び</u>
1. 13-198	上 4～上 5	<u>純水移送ポンプによる復水貯蔵タンクへの通常補給ができない場合及び大容量送水ポンプ (タイプ I) による</u>	<u>淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) から復水貯蔵タンクへの補給ができない場合であって、淡水タンク及び海を水源とした大容量送水ポンプ (タイプ I) による</u>
1. 13-201	上 5	<u>第1. 13-31図及び第1. 13-32図</u>	<u>第1. 13-33図及び第1. 13-34図</u>
1. 13-203	上 9～上11	<u>サプレッションプール水の温度が、<u>高圧炉心スプレイ系の設計温度を超えるおそれがある場合で、サプレッションプール水温度が80℃に到達した場合。</u></u>	<u>サプレッションプール水の温度が<u>80℃に到達した場合。</u></u>

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1. 13-203	下12～下11	<p>操作手順については、 <u>「1. 2. 2. 4(2) 高圧炉心スプレ イ系による原子炉圧力容 器への注水」にて整備する。</u></p>	<p>高圧炉心スプレイ系による 原子炉圧力容器への注水時 の水源の切替手順の概要は 以下のとおり。概要図を第 1. 13-29図に、タイムチャー トを第1. 13-30図に示す。 <u>① 発電課長は、運転員にサ プレッションプール水の温 度が80℃に到達した場合、高 圧炉心スプレイ系の水源を サプレッションチェンバか ら復水貯蔵タンクへ切り替 え、その後の高圧炉心スプレ イ系の運転状態に異常がな いことを確認するよう指示 する。</u> <u>② 運転員（中央制御室）Aは、 高圧炉心スプレイ系の水源 切替スイッチを「CST」位置に することで、HPCSポンプCST 吸込弁が全開、その後、HPCS ポンプS/C吸込弁が全閉し、 水源がサプレッションチェ ンバから復水貯蔵タンクへ 切り替わることを確認する。 また、水源切替後における 高圧炉心スプレイ系の運転 状態に異常がないことを確 認する。</u></p>
1. 13-203	下9～下7	<p>上記の操作は、運転員（中央 制御室）1名にて操作を実施 する。<u>操作スイッチによる 中央制御室からの遠隔操作 であるため、速やかに対応で きる。</u></p>	<p>上記の操作は、運転員（中央 制御室）1名にて作業を実施 した場合、<u>作業開始を判断し てから水源をサプレッショ ンチェンバから復水貯蔵タ ンクへ切り替えるまで4分 以内で可能である。操作スイ ッチによる中央制御室から の遠隔操作であるため、速や かに対応できる。室温は通常 運転時と同程度である。</u></p>

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.13-208	上3	第1.13-29図及び第1.13-30図	第1.13-31図及び第1.13-32図
1.13-211		第1.13-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 対応手段, 対処設備及び手順書一覧(2/11)	別紙-追補1-1.13-1に変更する。
1.13-212		第1.13-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 対応手段, 対処設備及び手順書一覧(3/11)	別紙-追補1-1.13-2に変更する。
1.13-252 と 1.13-253 の間		(記載追加)	別紙-追補1-1.13-3を追加する。
1.13-253	下1	第1.13-29図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(各種注水用)	第1.13-31図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(各種注水用)
1.13-254	下1	第1.13-30図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(各種補給用)	第1.13-32図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(各種補給用)
1.13-255	上1	第1.13-31図 海から淡水貯水槽ルート図(1/2)(取水口取水)	第1.13-33図 海から淡水貯水槽ルート図(1/2)(取水口取水)
1.13-255	下1	第1.13-32図 海から淡水貯水槽ルート図(2/2)(海水ポンプ室取水)	第1.13-34図 海から淡水貯水槽ルート図(2/2)(海水ポンプ室取水)
1.13-256	上1	第1.13-33図 淡水貯水槽から各種注水ルート図	第1.13-35図 淡水貯水槽から各種注水ルート図
1.13-256	下1	第1.13-34図 海から各種注水ルート図(1/2)(取水口取水)	第1.13-36図 海から各種注水ルート図(1/2)(取水口取水)

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.13-257	下1	第1.13-35図 海から各種注水ルート図 (2/2) (海水ポンプ室取水)	第1.13-37図 海から各種注水ルート図 (2/2) (海水ポンプ室取水)

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

対応手段，対処設備及び手順書一覧(2/11)

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	手順等	
復水貯蔵タンクを水源とした対応	—	原子炉格納容器下部への注水	復水貯蔵タンク 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ） 原子炉格納容器代替スプレィ冷却系（常設）（復水移送ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉への注水	復水貯蔵タンク 原子炉格納容器頂部注水系（常設）（燃料プール補給水ポンプ）	自主対策設備	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。
サブプレッションチェンバを水源とした対応	復水貯蔵タンク	原子炉冷却材圧力容器への注水	サブプレッションチェンバ 高圧炉心スプレィ系（高圧炉心スプレィ系ポンプ）	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	サブプレッションチェンバ 残留熱除去系（残留熱除去系ポンプ） 低圧炉心スプレィ系（低圧炉心スプレィ系ポンプ）	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	サブプレッションチェンバ 代替循環冷却系（代替循環冷却ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	サブプレッションチェンバ 代替循環冷却系（代替循環冷却ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の除熱	サブプレッションチェンバ 残留熱除去系（残留熱除去系ポンプ）	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※ 1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

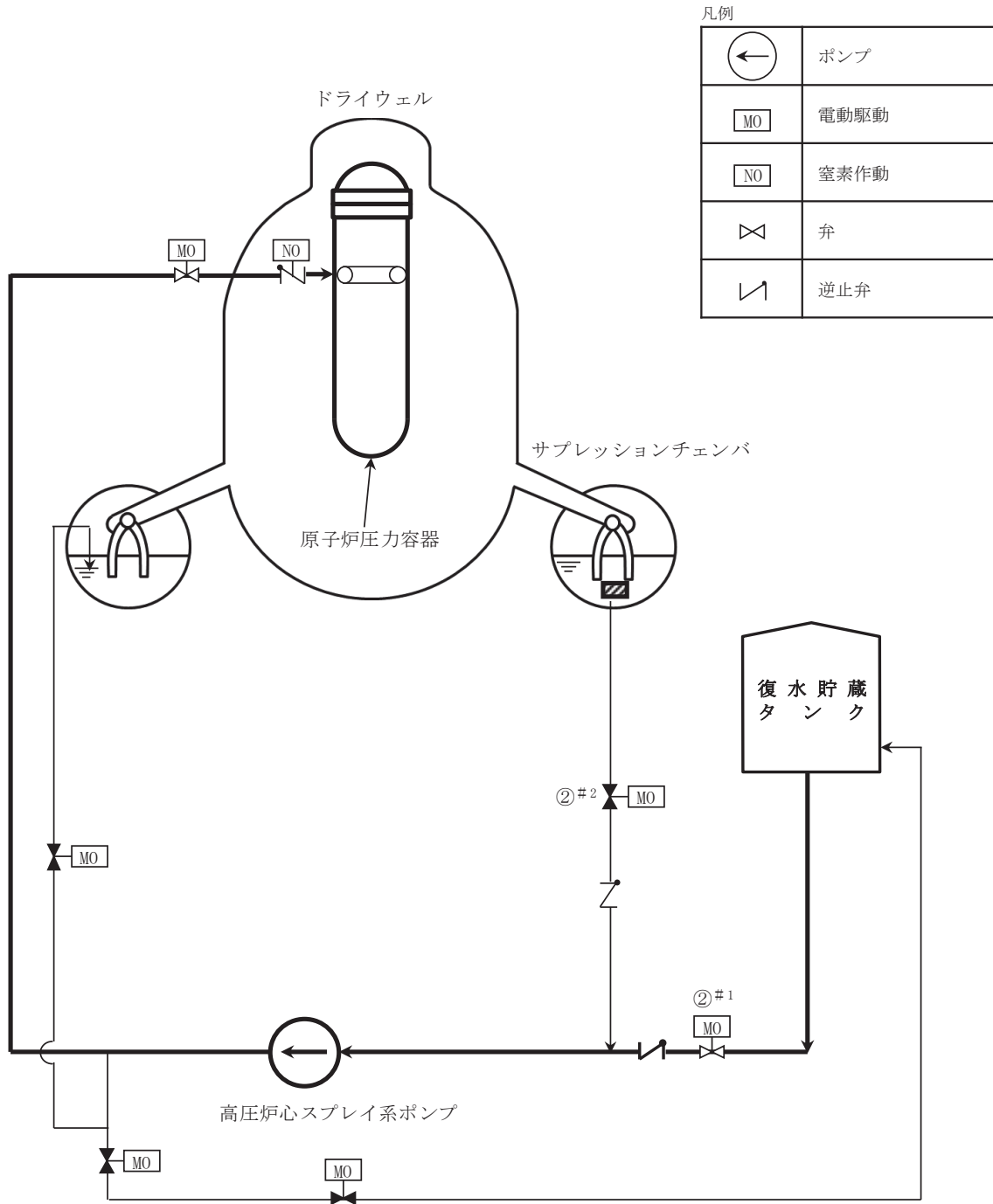
※ 2：本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段，対処設備及び手順書一覧(3/11)

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	手順等
サブプレッションチェンバを水源とした対応	—	原子炉格納容器内の注水及び	サブプレッションチェンバ 代替循環冷却系（代替循環冷却ポンプ）	重大事故等対処設備 手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
	復水貯蔵タンク	原子炉格納容器下部への注水	サブプレッションチェンバ 代替循環冷却系（代替循環冷却ポンプ） 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）	重大事故等対処設備 手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
ろ過水タンクを水源とした対応	復水貯蔵タンク サブプレッションチェンバ	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧	ろ過水タンク ろ過水系（ろ過水ポンプ）	自主対策設備 手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	ろ過水タンク ろ過水系（ろ過水ポンプ）	自主対策設備 手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	復水貯蔵タンク	原子炉格納容器下部への注水	ろ過水タンク ろ過水系（ろ過水ポンプ）	自主対策設備 手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
	—	使用済燃料プールへの注水	ろ過水タンク ろ過水系（ろ過水ポンプ）	自主対策設備 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。

※ 1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※ 2：本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）



凡例

	ポンプ
	電動駆動
	室素作動
	弁
	逆止弁

操作手順	弁名称
②#1	HPCS ポンプ CST 吸込弁
②#2	HPCS ポンプ S/C 吸込弁

#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弁があることを示す。

第 1.13－29 図 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替概要図

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (分)										備考		
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10			
高圧炉心スプレイ系による 原子炉圧力容器への注水時 の水源の切替え	運転員 (中央制御室) A													
	1													
		4分												
		水源切替え操作												
		②												

第 1.13-30 図 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替えタイムチャート

追補1 「1.14」を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
1.14-10	上12～上13	<u>審査基準</u> 及び <u>基準規則</u>	<u>「審査基準」</u> 及び <u>「基準規則」</u>
1.14-15	上6～上7	<u>審査基準</u> 及び <u>基準規則</u>	<u>「審査基準」</u> 及び <u>「基準規則」</u>
1.14-15	下9～下11	給電開始までに時間を要するが、給電可能であれば <u>重大事故等の対処に必要な直流電源を確保するための手段</u> として有効である。	給電開始までに時間を要するが、給電可能であれば <u>可搬型代替直流電源設備である電源車から代替所内電気設備を經由し125V系統への給電に対する代替手段</u> として有効である。
1.14-16	下2～下1	<u>審査基準</u> 及び <u>基準規則</u>	<u>「審査基準」</u> 及び <u>「基準規則」</u>
1.14-17	下2～下1	<u>審査基準</u> 及び <u>基準規則</u>	<u>「審査基準」</u> 及び <u>「基準規則」</u>
1.14-20	上10～上12	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失により、 <u>メタクラ2C系及びメタクラ2D系へ給電</u> できない場合。	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による <u>メタクラ2C系及びメタクラ2D系への給電</u> ができない場合。
1.14-20	下11～下9	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、 <u>ガスタービン発電機及び号炉間電力融通ケーブルにより給電</u> できない場合。	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による <u>メタクラ2C系及びメタクラ2D系への給電</u> ができない場合。
1.14-25	下13～下12	<u>発電所対策本部に電源車によるメタクラ2C系及びメタクラ2D系への給電を依頼</u> する。	<u>ガスタービン発電機及び号炉間電力融通ケーブルにより給電</u> できない場合、 <u>発電所対策本部に電源車によるメタクラ2C系及びメタクラ2D系への給電を依頼</u> する。
1.14-28	上5～上6	ガスタービン発電機による <u>給電</u> できない状況において	ガスタービン発電機による <u>メタクラ2C系及びメタクラ2D系へ給電</u> できない状況において

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1. 14-28	上10～上11	号炉間電力融通ケーブル（常設）による給電ができない状況において	号炉間電力融通ケーブル（常設）によるメタクラ2C系及びメタクラ2D系へ給電ができない状況において
1. 14-35	上12	1時間経過するまで	1時間以内に
1. 14-35	下11	8時間後	8時間以内に
1. 14-37	下5	8時間後	8時間以内に
1. 14-40	上6～上7	8時間後	8時間以内に
1. 14-40	下5～下4	常設代替直流電源設備である125V代替蓄電池及び250V蓄電池により、	125V代替蓄電池により、24時間にわたり直流電源を必要な機器へ給電する。 外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時に、250V蓄電池により、
1. 14-41	上1～上2	及び125V直流主母線盤2B-1へ給電する。	125V直流主母線盤2B-1及び250V直流主母線盤へ給電する。
1. 14-41	上5と上6の間	（記載追加）	[125V代替蓄電池から125V直流主母線盤2B-1及び125V直流主母線盤2A-1への給電の判断基準]
1. 14-41	上7と上8の間	（記載追加）	[250V蓄電池から250V直流主母線盤への給電の判断基準] 全交流動力電源喪失により、250V充電器の交流入力電源の喪失が発生した場合。
1. 14-41	上11	及び第1. 14-21図	から第1. 14-22図
1. 14-41	下13～下12	125V直流主母線盤2B-1、125V直流主母線盤2A-1及び250V直流主母線盤へ給電する場合	125V代替蓄電池から125V直流主母線盤2B-1及び125V直流主母線盤2A-1へ給電する場合

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1. 14-43	上4～上14	<p>⑬^a 発電課長は、運転員に250V蓄電池からの給電が開始されたことの確認を指示する。</p> <p>⑭^a 運転員（中央制御室）Aは、250V蓄電池による給電が開始され、250V直流主母線電圧の指示値が規定電圧であることを確認し、発電課長に給電が完了したことを報告する。</p> <p>⑮^a 発電課長は、全交流動力電源喪失から1時間経過後に、遠隔操作により不要な250V直流負荷の切離しを指示する。</p> <p>⑯^a 運転員（中央制御室）Aは、中央制御盤にて不要な250V直流負荷の切離し操作を実施し、250V直流主母線盤の異常がないことを確認後、発電課長に不要な250V直流負荷の切離しが完了したことを報告する。</p>	(記載削除)
1. 14-43	下10～下11	⑰ ^a 発電課長は、 <u>全交流動力電源喪失から8時間経過後に</u> 、現場操作により不要な125V直流負荷の切離しを指示する。	⑬ ^a 発電課長は、 <u>125V代替蓄電池による電源供給開始から8時間以内</u> に、現場操作により不要な125V直流負荷の切離しを指示する。
1. 14-43	下9	⑱ ^a	⑭ ^a
1. 14-43	下5～下4	[<u>125V直流主母線盤2A, 125V直流主母線盤2A-1, 125V直流主母線盤2B-1及び250V直流主母線盤へ給電する場合</u>]	[<u>125V代替蓄電池から125V直流主母線盤2A, 125V直流主母線盤2B-1へ給電する場合</u>]
1. 14-45	上11～上21	⑬ ^b 発電課長は、運転員に250V蓄電池からの給電が開始されたことの確認を指示する。	(記載削除)

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1. 14-45	下3～下4	<p>⑭^b 運転員（中央制御室）Aは、250V蓄電池による給電が開始され、250V直流主母線電圧の指示値が規定電圧であることを確認し、発電課長に給電が完了したことを報告する。</p> <p>⑮^b 発電課長は、全交流動力電源喪失から1時間経過後に、遠隔操作により不要な250V直流負荷の切離しを指示する。</p> <p>⑯^b 運転員（中央制御室）Aは、中央制御盤にて不要な250V直流負荷の切離し操作を実施し、250V直流主母線盤の異常がないことを確認後、発電課長に不要な250V直流負荷の切離しが完了したことを報告する。</p>	
1. 14-45	下2	⑰ ^b 発電課長は、 <u>全交流動力電源喪失から8時間経過後</u> に、現場操作により不要な125V直流負荷の切離しを指示する。	⑬ ^b 発電課長は、 <u>125V代替蓄電池による電源供給開始から8時間以内に</u> 、現場操作により不要な125V直流負荷の切離しを指示する。
1. 14-45	下2	⑱ ^b	⑭ ^b
1. 14-46	上2と上3の間	(記載追加)	<p>[250V蓄電池から250V直流主母線盤への自動給電確認]</p> <p>①^c 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に250V蓄電池による自動給電状態の確認を指示する。</p> <p>②^c 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室にて250V蓄電池の交流入力電源喪失したことを「M/C6-2C低電圧」警報により確認する。</p> <p>③^c 運転員（中央制御室）A</p>

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
			<p>は、250V蓄電池による給電が開始され、250V直流主母線電圧の指示値が規定電圧であることを確認し、発電課長に給電が完了したことを報告する。</p> <p>④° 発電課長は、全交流動力電源喪失から1時間以内に、遠隔操作により不要な250V直流負荷の切離しを指示する。</p> <p>⑤° 運転員（中央制御室）Aは、中央制御盤にて不要な250V直流負荷の切離し操作を実施し、250V直流主母線盤の異常がないことを確認後、発電課長に不要な250V直流負荷の切離しが完了したことを報告する。</p>
1.14-46	上7～上8	[125V直流主母線盤2B-1, 125V直流主母線盤2A-1及び250V直流主母線盤へ給電する場合]	[125V直流主母線盤2B-1, 125V直流主母線盤2A-1へ給電する場合]
1.14-46	上10～上11	250V蓄電池からの不要な直流負荷の切離し操作は、1時間負荷は5分以内で可能である。	(記載削除)
1.14-46	下12～下11	[125V直流主母線盤2A, 125V直流主母線盤2A-1, 125V直流主母線盤2B-1及び250V直流主母線盤へ給電する場合]	[125V直流主母線盤2A, 125V直流主母線盤2A-1, 125V直流主母線盤2B-1へ給電する場合]
1.14-46	下9～下8	250V蓄電池からの不要な直流負荷の切離し操作は、1時間負荷は5分以内で可能である。	(記載削除)

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1. 14-46	下6と下5の間	(記載追加)	[250V蓄電池から250V直流主母線盤への自動給電確認] ・250V蓄電池による250V直流主母線盤への給電については、運転員の操作は不要である。 ・250V蓄電池からの不要な直流負荷の切離し操作は、1時間負荷は5分以内で可能である。
1. 14-47	上8～上12	全交流動力電源喪失後、 <u>125V代替蓄電池による125V直流主母線盤2A-1、125V直流主母線盤2B-1及び250V蓄電池による250V直流主母線盤への給電開始から24時間以内に、ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は電源車による給電操作が完了する見込みがない場合。</u>	全交流動力電源喪失後、 <u>所内常設蓄電式直流電源設備による給電ができない場合</u>
1. 14-47	下11	第1. 14-22図	第1. 14-23図
1. 14-47	下10	第1. 14-24図	第1. 14-25図
1. 14-47	下10	第1. 14-25図及び	(記載削除)
1. 14-47	下8～下6	①運転員は、可搬型代替直流電源設備による給電に先立ち、「1. 14. 2. 2(1)b. 常設代替直流電源設備による給電」の操作手順① ^a ～⑱ ^a 又は① ^b ～⑳ ^b を実施する。	(記載削除)
1. 14-47	下5	②	①
1. 14-47	下2	③	②
1. 14-48	上2	④	③
1. 14-48	上5	⑤	④

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1. 14-48	上 9	⑥	⑤
1. 14-48	上13	⑦	⑥
1. 14-48	下11	⑧運転員（現場）は、B及びCは、	⑦運転員（現場）_B及びCは、
1. 14-49	上 5～上 7	可搬型代替直流電源設備（電源車、125V代替蓄電池、125V代替充電器、250V蓄電池及び250V充電器）による給電ができない場合	電源車から代替所内電気設備を經由して125V代替充電器へ給電ができない場合
1. 14-49	下13～下10	全交流動力電源喪失後、24時間以内にガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は電源車による給電操作が完了する見込みがない場合において、可搬型代替直流電源設備による給電ができない場合。	全交流動力電源喪失後、 <u>所内常設蓄電式直流電源設備</u> による給電ができない場合において、 <u>電源車から代替所内電気設備を經由して125V代替充電器へ給電</u> ができない場合。
1. 14-49	下 4	電源車接続口（南側）を使用の場合は⑤、⑥、⑦を除く	電源車接続口（南側）を使用の場合は④、⑤、⑥を除く
1. 14-50	上 3～上 5	③運転員（中央制御室）Aは、125V代替充電器用電源車接続設備による給電に先立ち「1. 14. 2. 2(1)b. 常設代替直流電源設備による給電」の操作手順① ^a ～⑫ ^a 又は① ^b ～⑫ ^b を実施する。	（記載削除）
1. 14-50	上 6	④	③
1. 14-50	上 8	⑤	④
1. 14-50	上12	⑥	⑤
1. 14-50	下11	⑦	⑥
1. 14-50	下 8	⑧	⑦

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1. 14-50	下 5	⑨	⑧
1. 14-50	下 2	⑩	⑨
1. 14-51	上 2	⑪	⑩
1. 14-51	上 4	⑫	⑪
1. 14-51	上 6	⑬	⑫
1. 14-51	上 9	⑭	⑬
1. 14-51	上11	⑮	⑭
1. 14-51	下12	⑯	⑮
1. 14-51	下10	⑰	⑯
1. 14-51	下 6	⑱	⑱
1. 14-51	下 3	⑲	⑲
1. 14-51	下 1	⑳	⑲
1. 14-52	上 4	㉑	⑳
1. 14-63	下 2～下 1	⑪ ^d 発電課長は、 <u>発電所対策本部へ電源車からメタクラ2G系へ給電を依頼する。</u>	⑪ ^d 発電課長は、 <u>ガスタービン発電機及び号炉間電力融通ケーブルにより給電ができない場合、発電所対策本部へ電源車からメタクラ2G系へ給電を依頼する。</u>
1. 14-76	上 7	1時間 <u>経過するまで</u>	1時間 <u>以内</u>
1. 14-76	上10～上11	8時間 <u>経過するまで</u>	8時間 <u>以内</u>
1. 14-79	上 6～上 9	全交流動力電源喪失後、125V蓄電池2A、125V蓄電池2Bによる給電ができない場合は、 <u>125V代替蓄電池、250V蓄電池を使用することで24時間に</u>	全交流動力電源喪失後、125V蓄電池2A、125V蓄電池2Bによる給電ができない場合は、 <u>125V代替蓄電池を使用することで24時間にわたり高圧</u>

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
		<u>わたり 高圧代替注水系及び 低圧代替注水系 (常設) (直流 駆動低圧注水系ポンプ) の運 転に必要な直流電源の供給 を行う。</u>	<u>代替注水系の運転に必要な 直流電源の供給を行う。</u> <u>全交流動力電源の喪失によ り 250V 充電器を經由した 250V 直流主母線盤への給電 ができない場合は, 代替交流 電源設備による給電を開始 するまでの間は, 250V 蓄電池 を使用することで低圧代替 注水系 (常設) (直流駆動低圧 注水系ポンプ) の運転に必要な 直流電源の供給を行う。</u>
1. 14-99		第1. 14-6図 ガスタービン 発電機又は電源車によるメ タクラ2C系及びメタクラ2D 系受電 概要図	別紙-追補 1 -1. 14-1に変 更する。
1. 14-103		第1. 14-10図 号炉間電力 融通ケーブルを使用した3 号炉非常用ディーゼル発電 機 (A) によるメタクラ2C系又 はメタクラ2D系受電 概要 図	別紙-追補 1 -1. 14-2に変 更する。
1. 14-106		第1. 14-13図 所内常設蓄 電式直流電源設備による給 電 概要図	別紙-追補 1 -1. 14-3に変 更する。
1. 14-107		第1. 14-14図 所内常設蓄 電式直流電源設備による給 電タイムチャート	別紙-追補 1 -1. 14-4に変 更する。
1. 14-108		第1. 14-15図 所内常設蓄 電式直流電源設備による給 電 (常設代替交流電源設備, 号炉間電力融通設備又は可 搬型代替交流電源設備によ る交流電源復旧の場合) 概 要図	別紙-追補 1 -1. 14-5に変 更する。

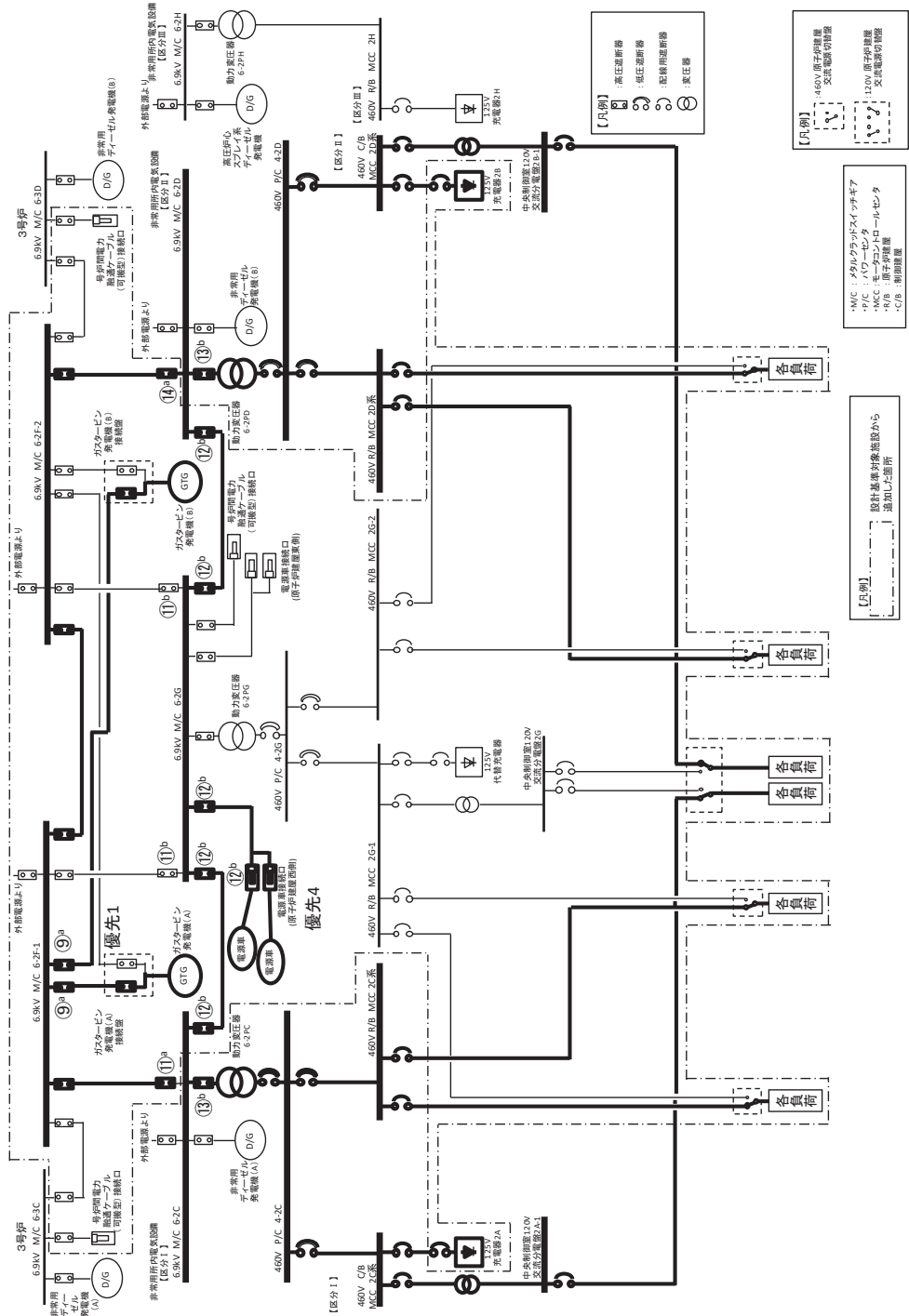
なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.14-110		第1.14-17図 常設代替直流電源設備(125V系統)による給電(1/2) 概要図	別紙-追補1-1.14-6に変更する。
1.14-111		第1.14-18図 常設代替直流電源設備(125V系統)による給電(2/2) 概要図	別紙-追補1-1.14-7に変更する。
1.14-112		第1.14-19図 常設代替直流電源設備(250V系統)による給電 概要図	別紙-追補1-1.14-8に変更する。
1.14-113		第1.14-20図 常設代替直流電源設備(125V及び250V系統)による給電タイムチャート(1/2)	別紙-追補1-1.14-9に変更する。
1.14-114		第1.14-21図 常設代替直流電源設備(125V及び250V系統)による給電タイムチャート(2/2)	別紙-追補1-1.14-10に変更する。
1.14-114 と 1.14-115 の間		(記載追加)	別紙-追補1-1.14-11を追加する。
1.14-115		第1.14-22図 可搬型代替直流電源設備(125V系統)による給電(1/2) 概要図	別紙-追補1-1.14-12に変更する。
1.14-116		第1.14-23図 可搬型代替直流電源設備(125V系統)による給電(2/2) 概要図	別紙-追補1-1.14-13に変更する。
1.14-117		第1.14-24図 可搬型代替直流電源設備(250V系統)による給電 概要図	別紙-追補1-1.14-14に変更する。
1.14-118		第1.14-25図 可搬型代替直流電源設備による給電(1/2) タイムチャート	別紙-追補1-1.14-15に変更する。

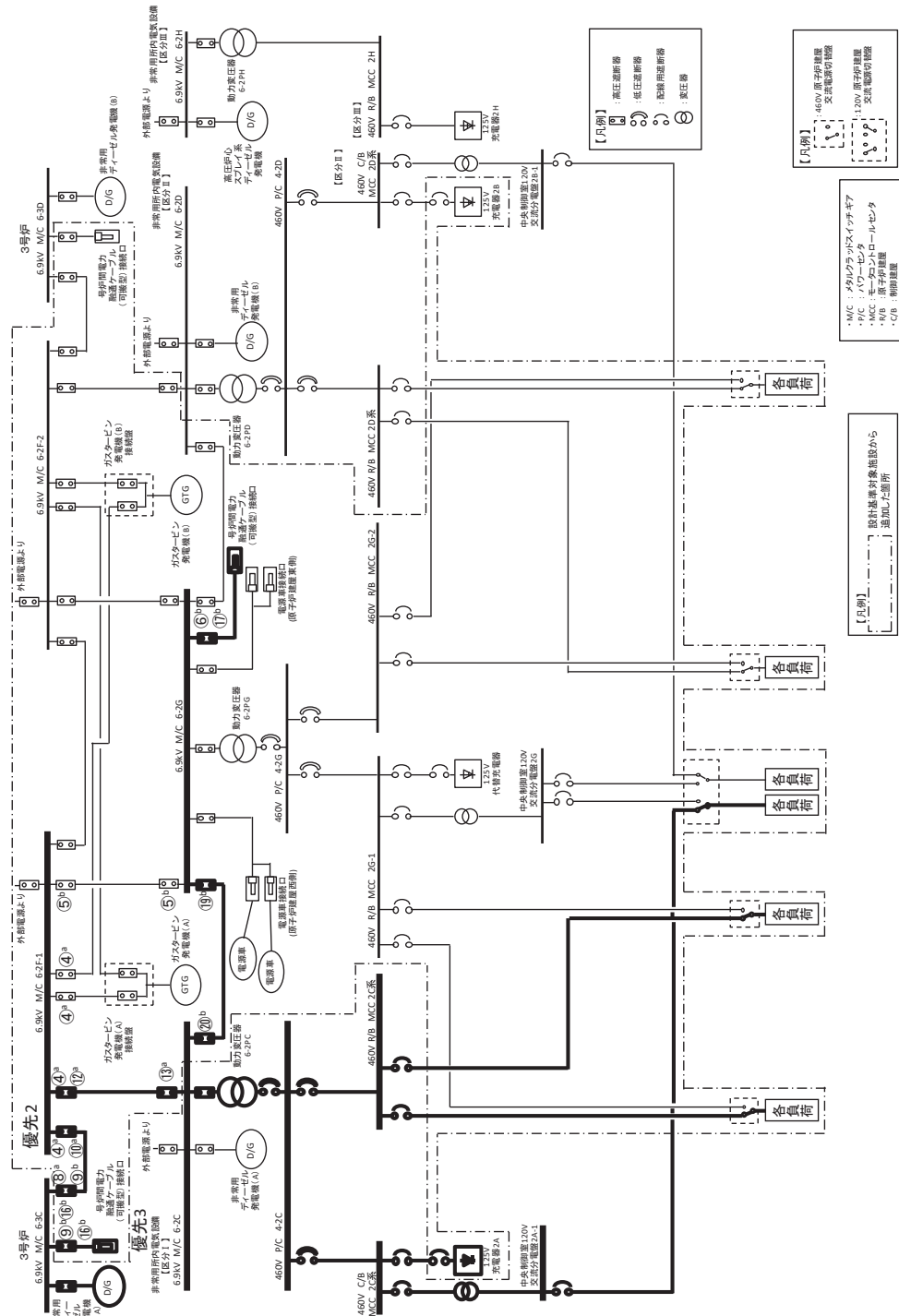
なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.14-119		第1.14-26図 可搬型代替直流電源設備による給電 (2/2) タイムチャート	(記載削除)
1.14-120		第1.14-27図 125V代替充電器用電源車接続設備による給電 概要図	別紙-追補1-1.14-16に変更する。
1.14-121		第1.14-28図 125V代替充電器用電源車接続設備による給電タイムチャート	別紙-追補1-1.14-17に変更する。
1.14-122		第1.14-29図 ガスタービン発電機, 号炉間電力融通ケーブル又は電源車によるパワーセンタ 2G系及びモータコントロールセンタ2G系給電 概要図	別紙-追補1-1.14-18に変更する。
1.14-137		第1.14-44図 非常用直流電源設備による給電 概要図	別紙-追補1-1.14-19に変更する。
1.14-138		第1.14-45図 重大事故等時の対応手段の選択フローチャート代替電源(交流)による対応手段	別紙-追補1-1.14-20に変更する。
1.14-139		第1.14-46図 重大事故等時の対応手段の選択フローチャート代替電源(直流)による対応手段	別紙-追補1-1.14-21に変更する。

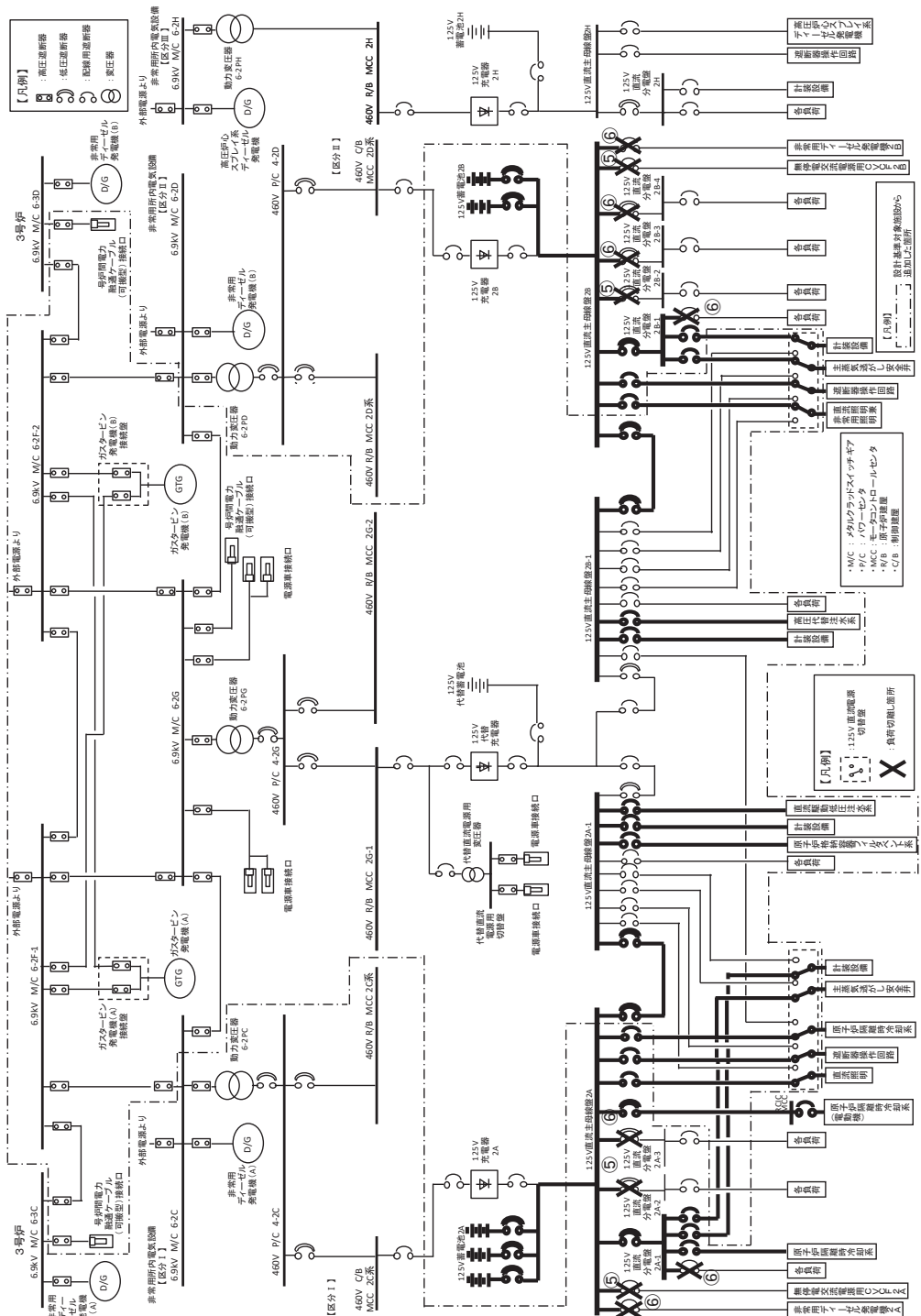
なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。



第 1.14-6 図 ガスタービン発電機又は電源車によるメタクラ 2C 系及びメタクラ 2D 系受電 概要図



第 1.14-10 図 号炉間電力融通ケーブルを使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機 (A) によるメタクラ 2C 系又はメタクラ 2D 系受電 概要図



第 1. 14 - 13 図 所内常設蓄電式直流電源設備による給電 概要図

手順の項目	要員(数)	経過時間(時)																								備考
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	
所内常設蓄電式直流電源設備による給電	要員(数)	1時間負荷切離し 1時間																								操作手順
		8時間負荷切離し 8時間																								
	運転員(中央制御室)A	電源確認※1																								②③
		不要直流負荷切離し※2, ※3																								⑤
運転員(現場)B, C	不要直流負荷切離し※2, ※4																								⑥	

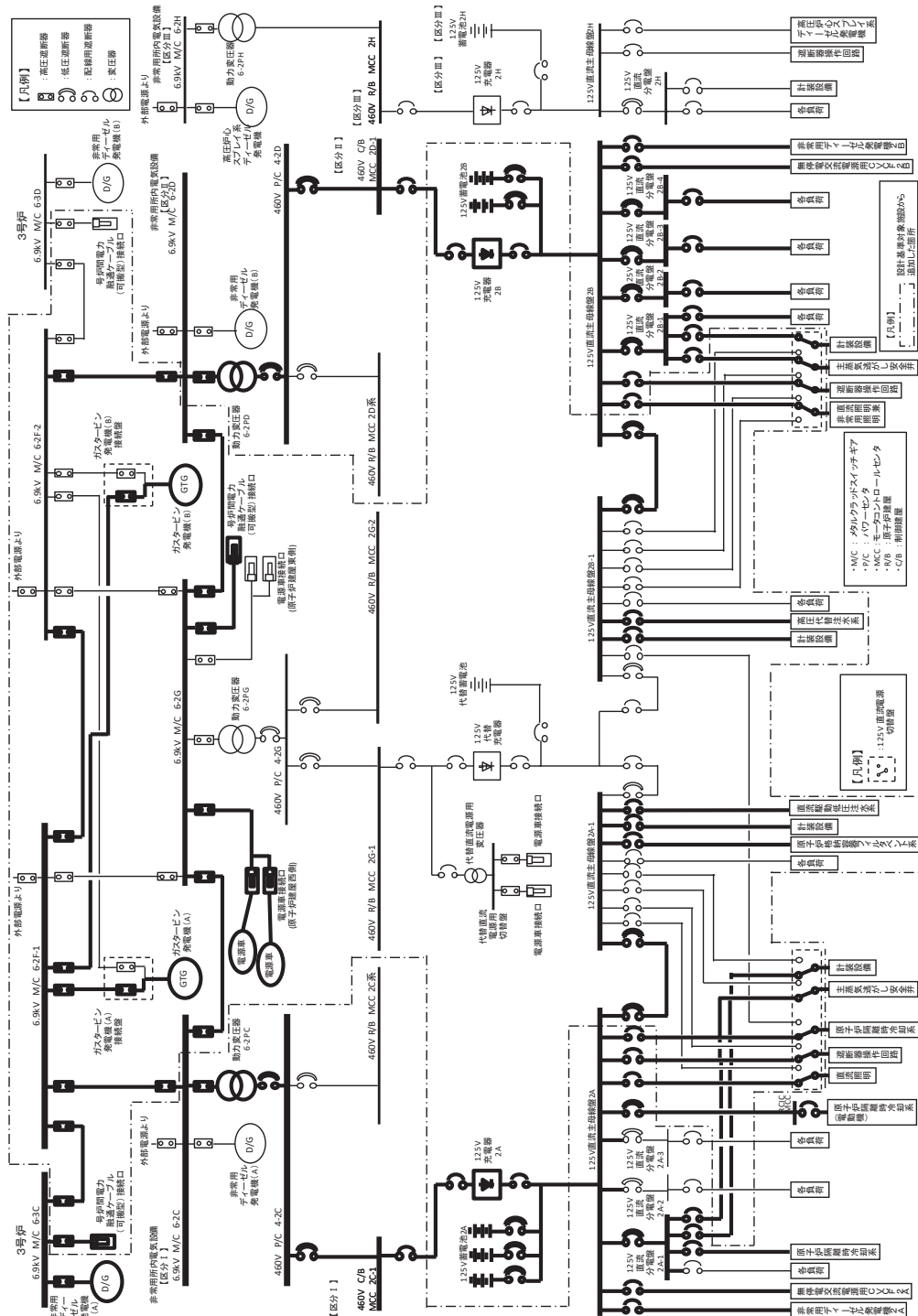
※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

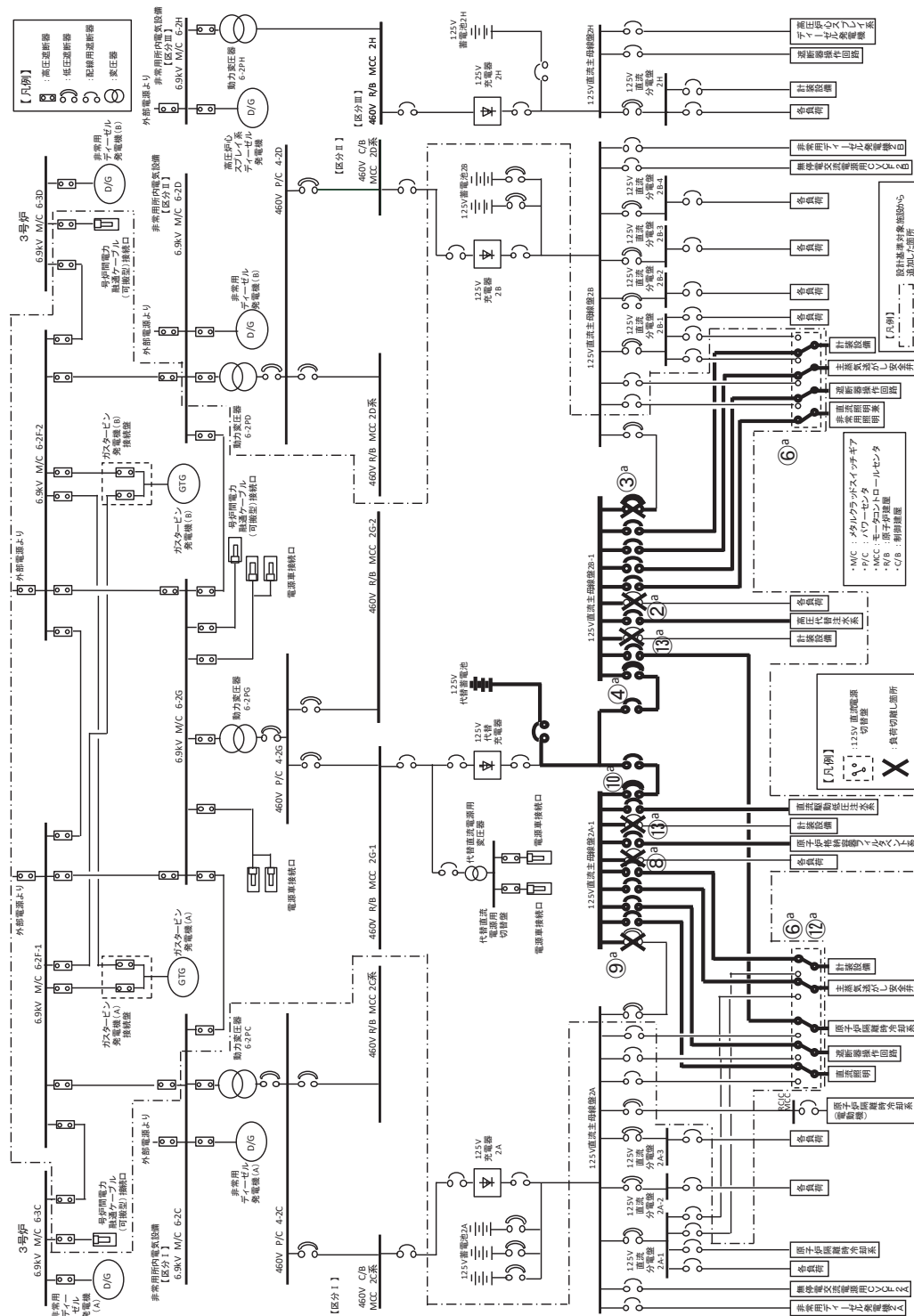
※3：1時間以内に切離しを実施

※4：8時間以内に切離しを実施

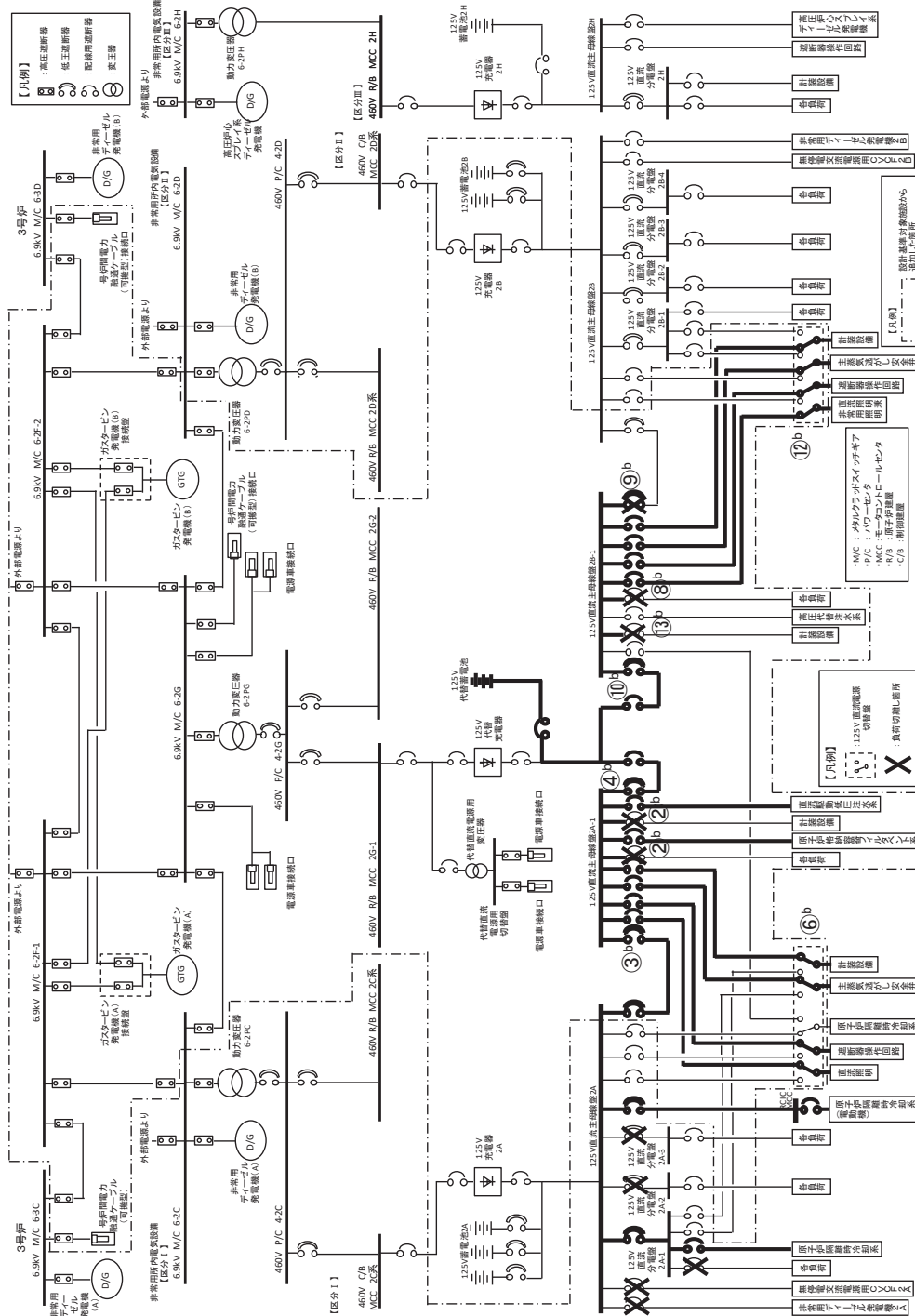
第1.14-14 図 所内常設蓄電式直流電源設備による給電タイムチャート



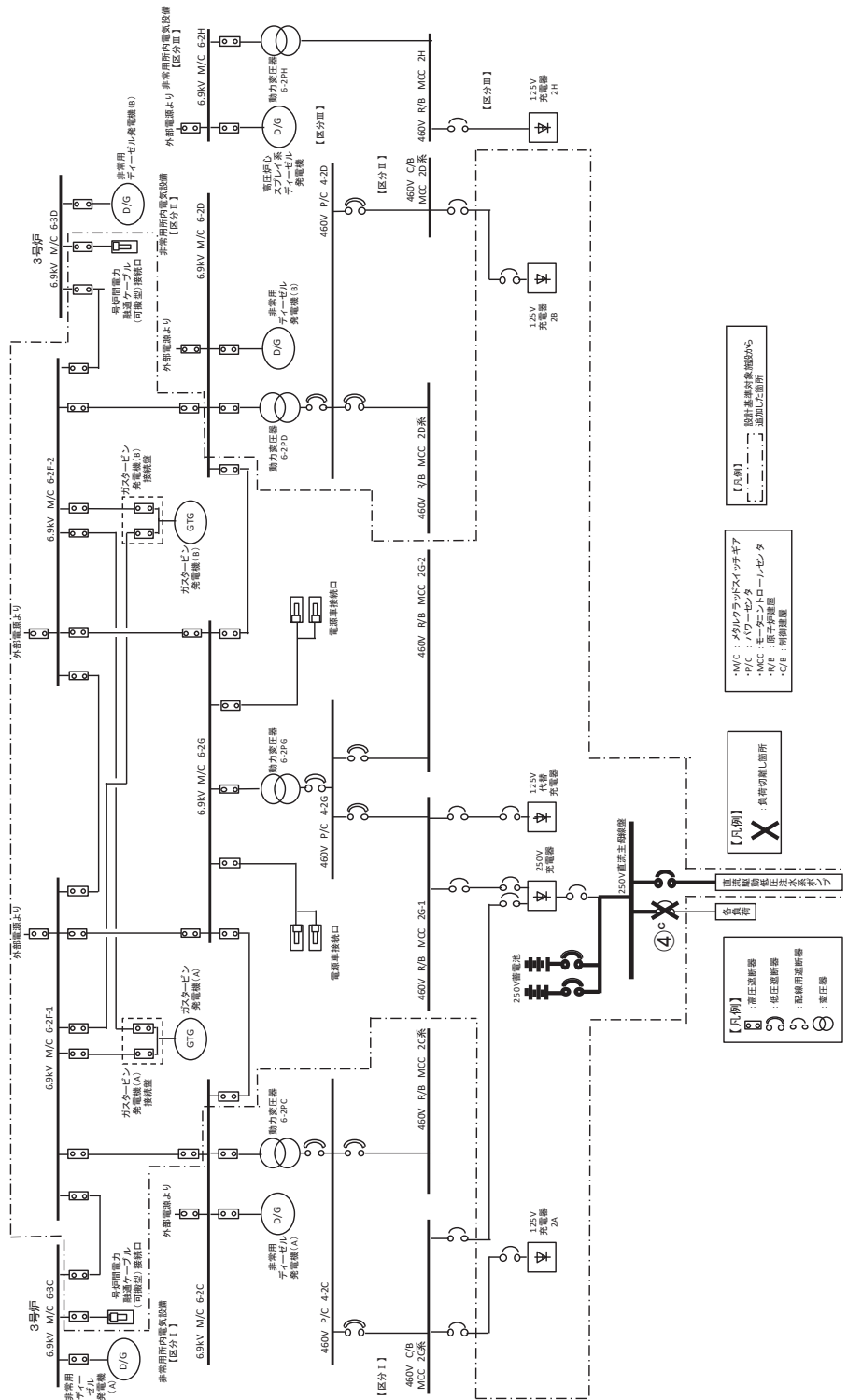
第 1.14-15 図 所内常設蓄電式直流電源設備による給電 (常設代替交流電源設備, 号炉間電力融通設備 又は可搬型代替交流電源設備による交流電源復旧の場合) 概要図



第1.14-17 常設代替直流電源設備 (125V 系統) による給電 (1/2) 概要図



第 1.14-18 図 常設代替直流電源設備 (125V 系統) による給電 (2/2) 概要図



第 1.14-19 図 常設代替直流電源設備 (250V 系統) による給電 概要図

手順の項目	要員 (数)	経過時間										備考								
		10分	20分	30分	40分	50分	60分	70分	7時間	8時間	9時間		10時間							
常設代替直流電源設備による給電 【125V代替蓄電池から125V直流主母線盤2B-1及び125V直流主母線盤2A-1へ給電する場合】	2																			
	運転員(現場) B, C																			
		8時間負荷切離し										②③④⑥ ^a ⑧⑨⑩⑫ ^a ⑬ ^a								

※1：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※2：8時間以内に切離しを実施

第 1.14－20 図 常設代替直流電源設備 (125V 系統) による給電タイムチャート (1/2)

手順の項目	要員 (数)	経過時間												備考
		10分	20分	30分	40分	50分	60分	70分	7時間	8時間	9時間	10時間		
常設代替直流電源設備による給電 【125V代替蓄電池から125V直流主母線盤2A、125V直流主母線盤2A-1、125V直流主母線盤2B-1へ給電する場合】	運転員(現場)B,C 2	8時間負荷切離し												②'③'④'⑥' ⑤'⑨'⑩'⑫' (⑬) ^b
		125V直流主母線盤の給電切替操作 (A系) ※1												
		125V直流主母線盤の給電切替操作 (B系) ※1												
		不要直流負荷切離し ※1.2												

※1：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

※2：8時間以内に切離しを実施

第 1.14—21 図 常設代替直流電源設備 (125V 系統) による給電タイムチャート (2/2)

手順の項目	要員(数)	経過時間											備考			
		10分	20分	30分	40分	50分	60分	70分	80分	90分	100分	110分				
常設代替直流電源設備による給電 【250V蓄電池から250V直流主母線盤へ給電する場合】	運転員(中央制御室)A 1	■														1時間負荷切離し ③ ^c ④ ^c

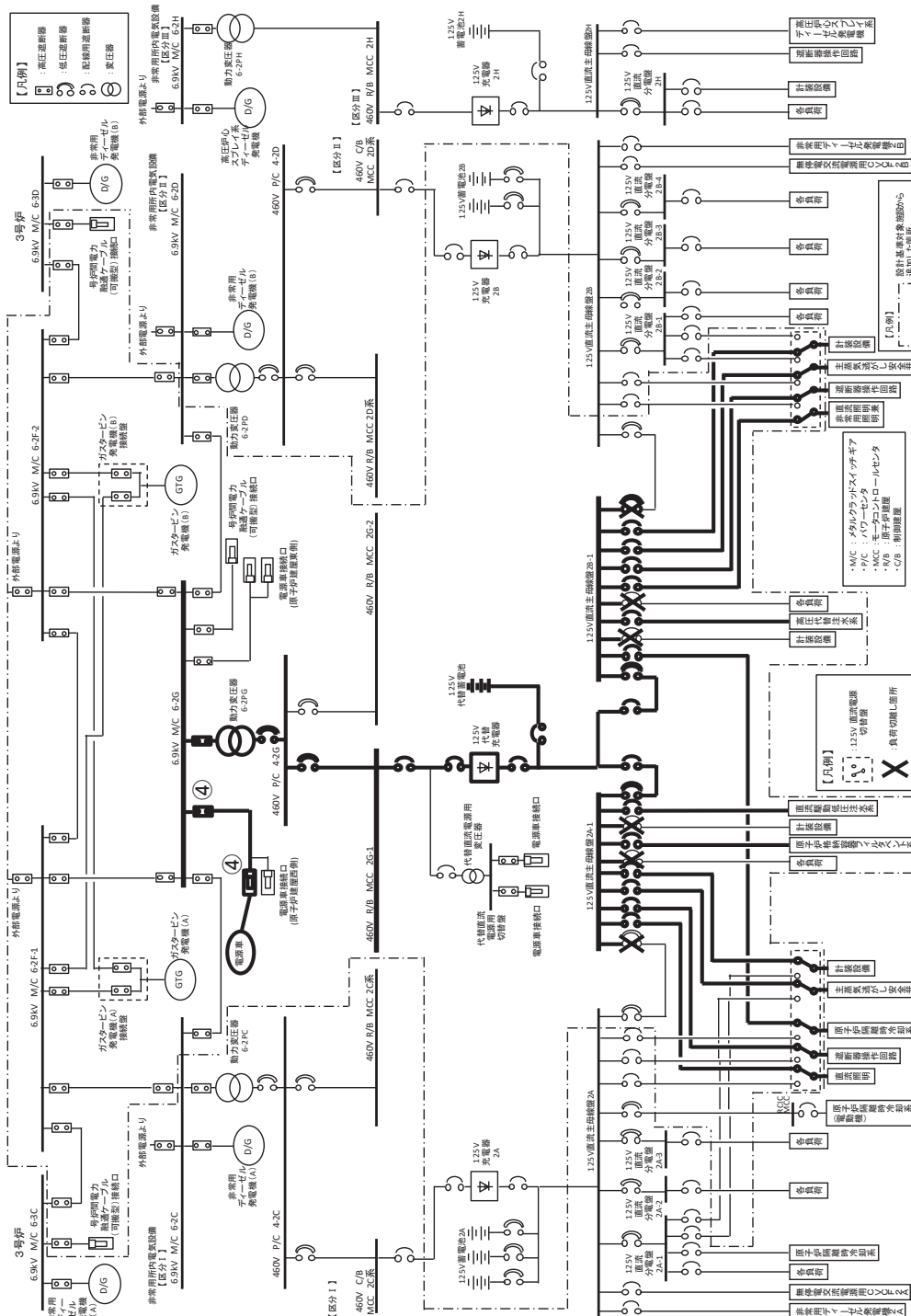
※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

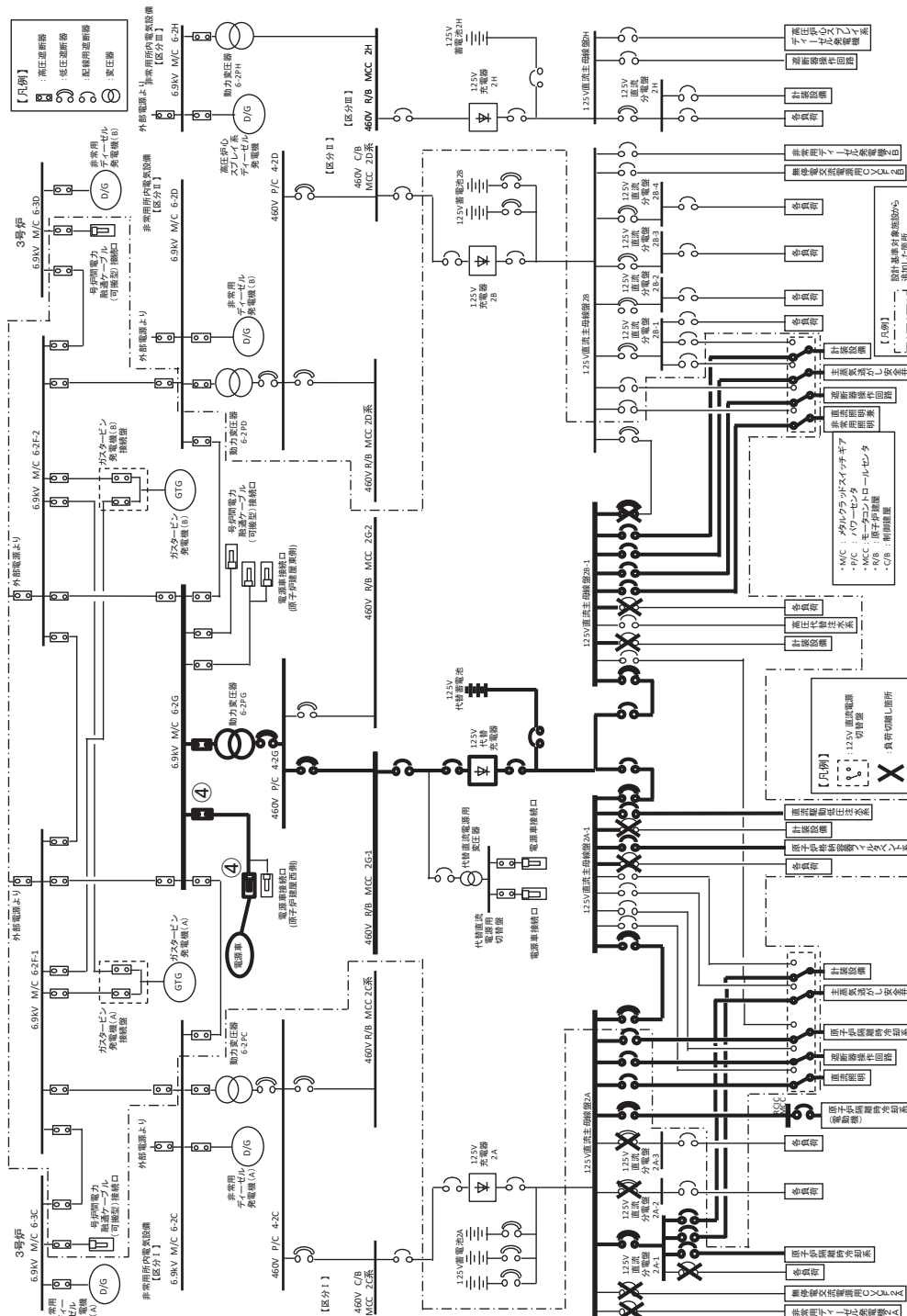
※3：1時間以内に切離しを実施

※4：発電機水素ガス放出後切離しを実施

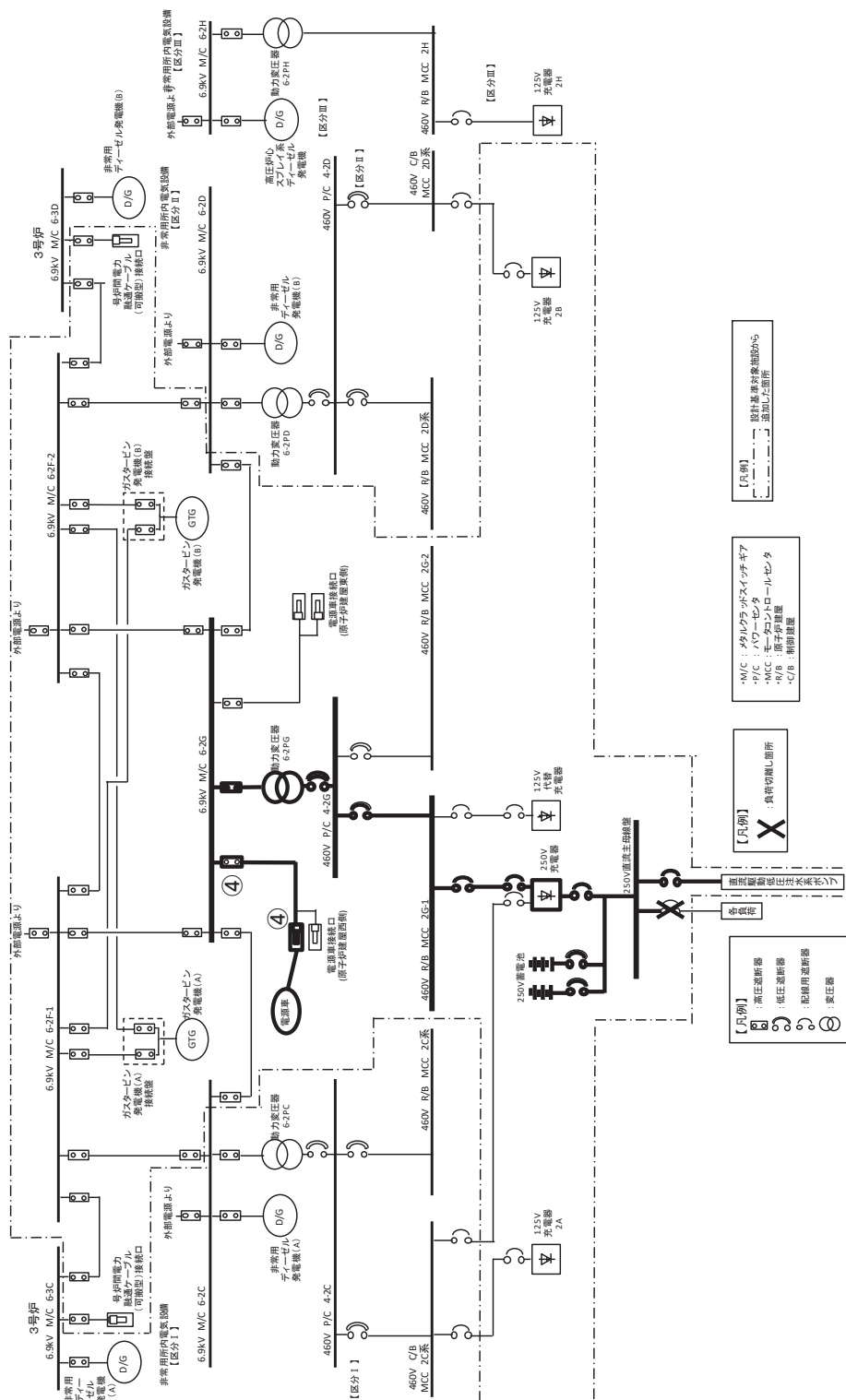
第 1.14-22 図 常設代替直流電源設備 (250V 系統) による給電タイムチャート



第 1.14-23 図 可搬型代替直流電源設備 (125V 系統) による給電 (1/2) 概要図



第 1.14-24 図 可搬型代替直流電源設備 (125V 系統) による給電 (2/2) 概要図

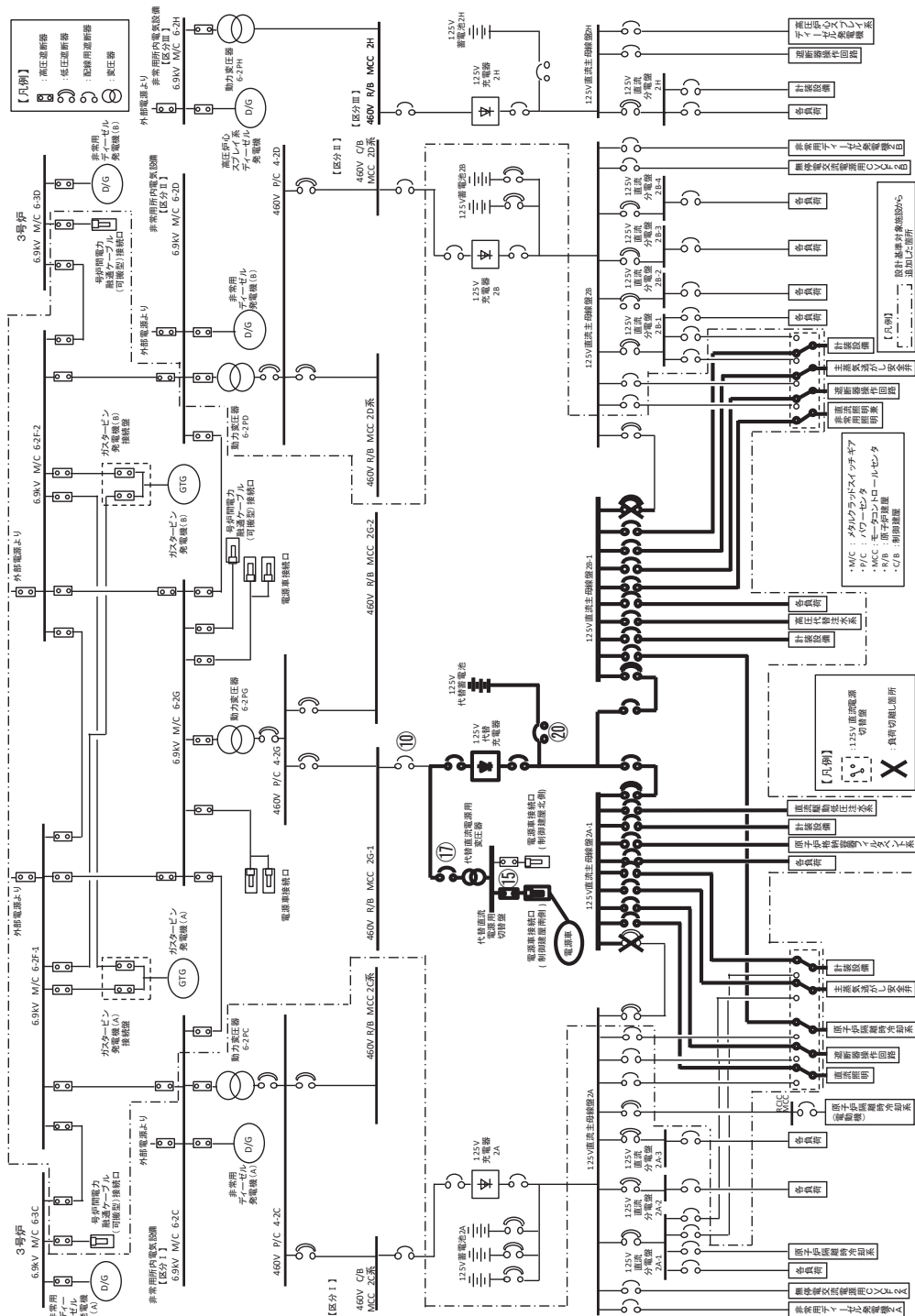


第 1. 14—25 図 可搬型代替直流電源設備 (250V 系統) による給電 概要図

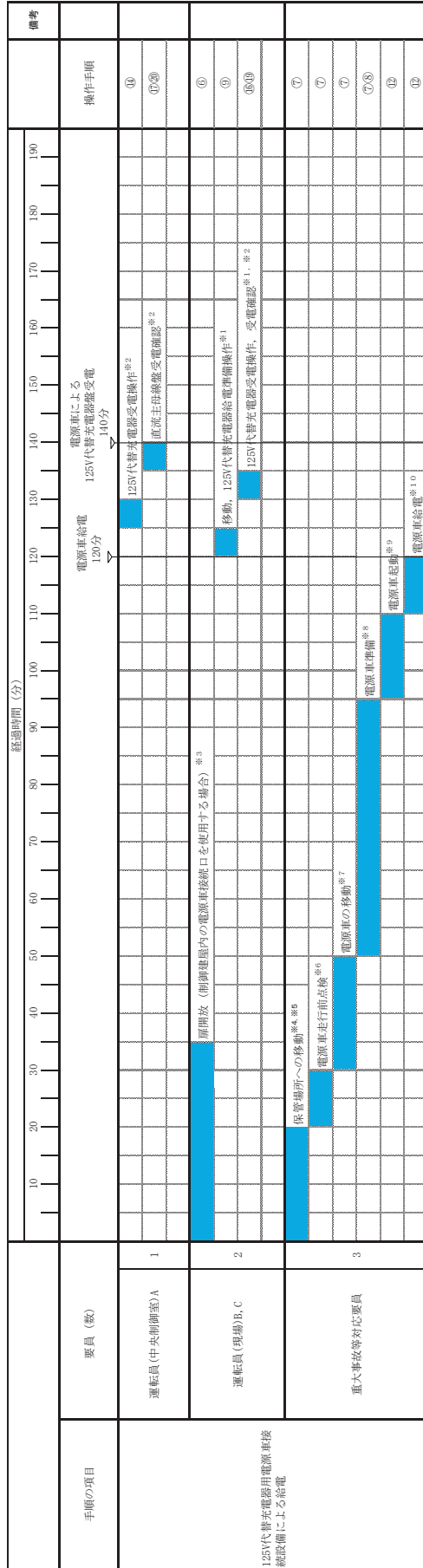
手順の項目	要員（数）	経過時間（分）												備考												
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140	150	160	170	180	190					
可搬型代替直流電源設備による給電	運転員（中央制御室）A																									④
	運転員（現場）B,C																									④⑤
	重大事故等対応要員																									④

※1：機器の動作時間に余裕を見込んだ時間
 ※2：中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※3：中央制御室から所までの移動時間及び類向の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※4：電源車の保管場所又は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア
 ※5：緊急時対応所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に見込んだ時間
 ※6：電源車の走行前点検の準備を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※7：電源車の走行前点検の準備を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※8：電源車の準備（ケーブルの取付及び接続）の準備を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※9：電源車の起動の準備を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※10：電源車の給電の準備を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1.14－26 図 可搬型代替直流電源設備による給電 タイムチャート

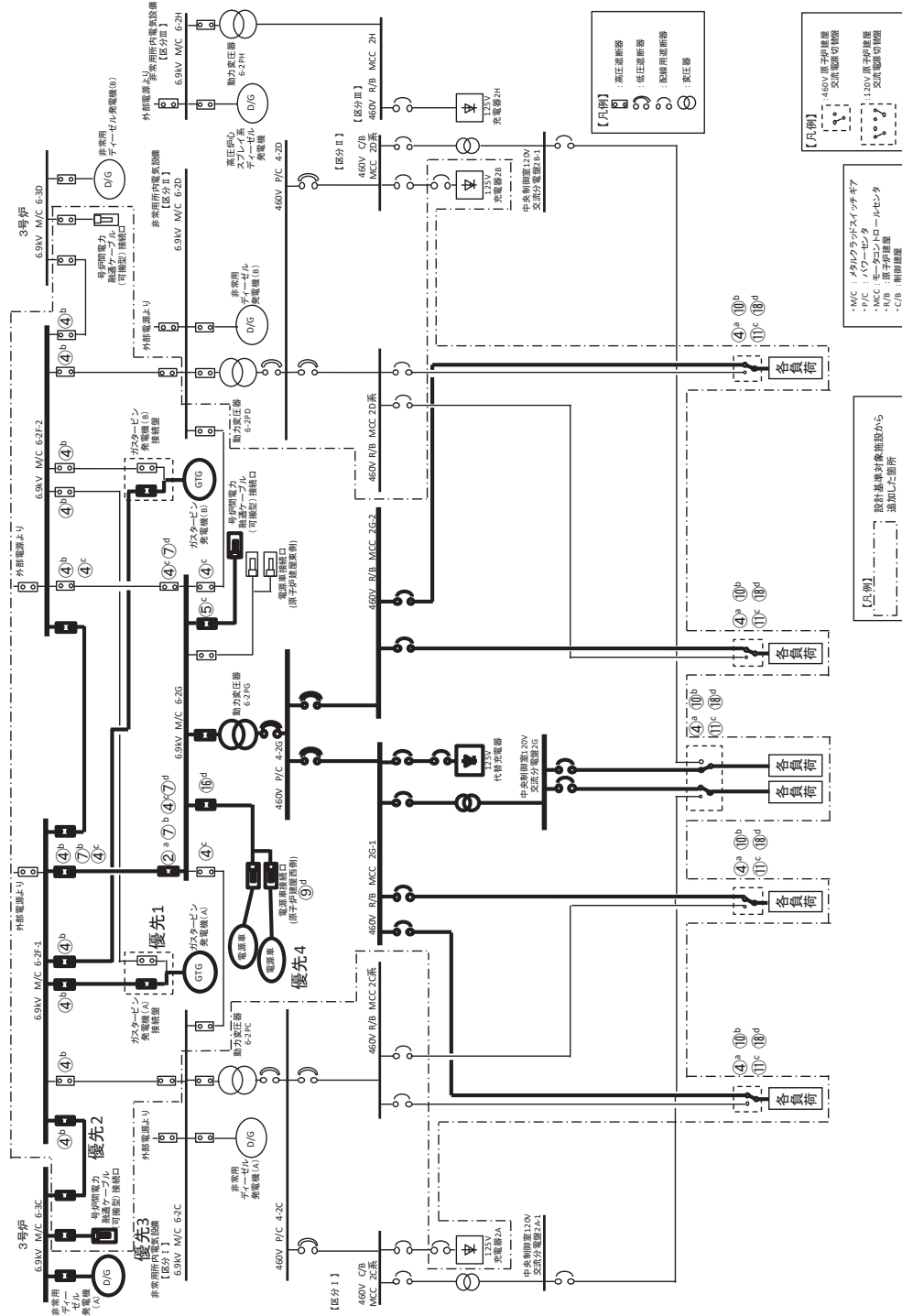


第 1.14-27 図 125V 代替充電器用電源車接続設備による給電 概要図

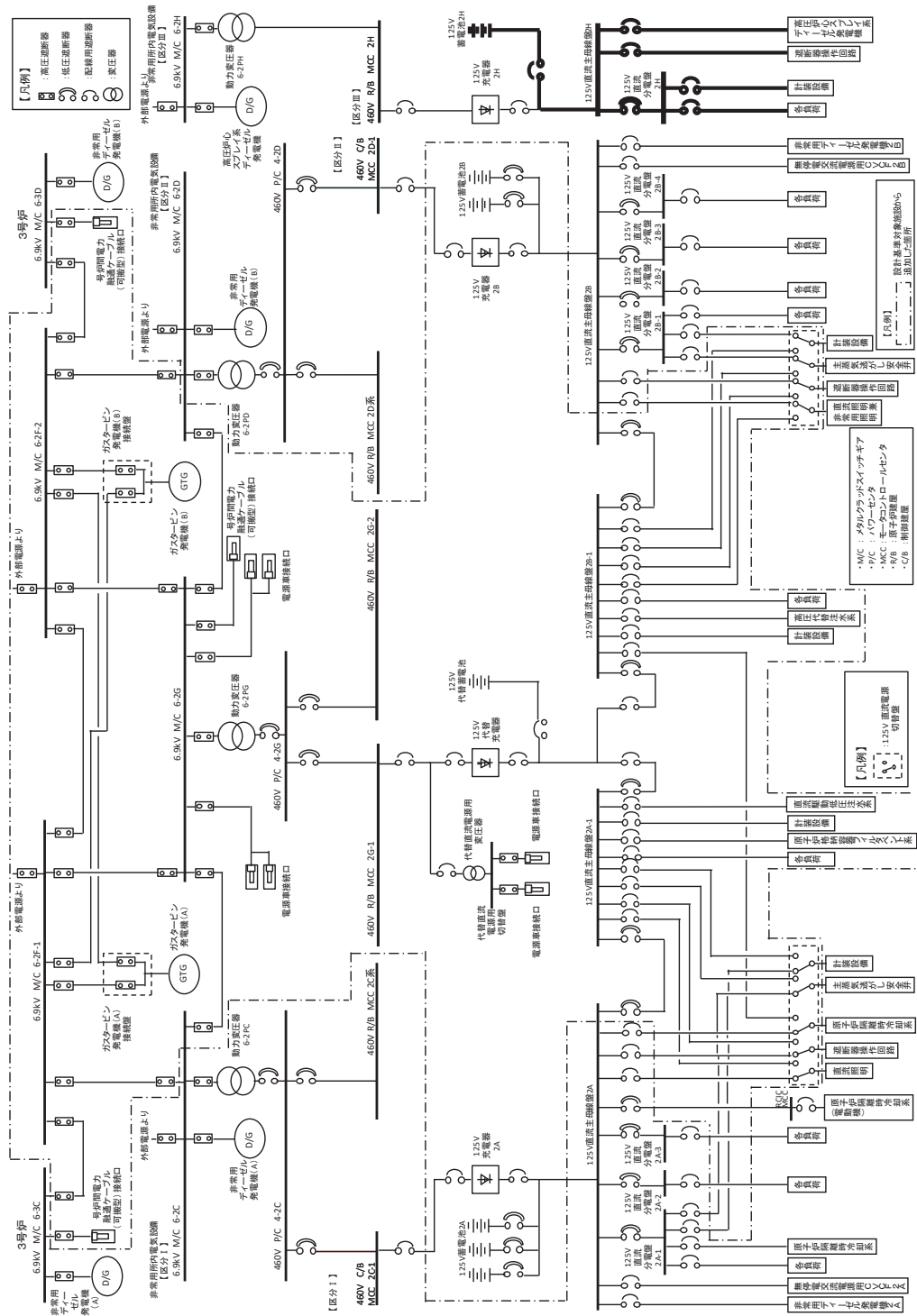


- *1: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間
- *2: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
- *3: 中央制御室から扉までの移動時間及び周辺の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間
- *4: 電源車の保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア
- *5: 緊急時対応箇所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
- *6: 電源車の走行前点検の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
- *7: 電源車の準備(ケーブルの敷設及び接続)の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
- *8: 電源車の起動の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
- *9: 電源車の給電の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
- *10: 電源車の給電の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

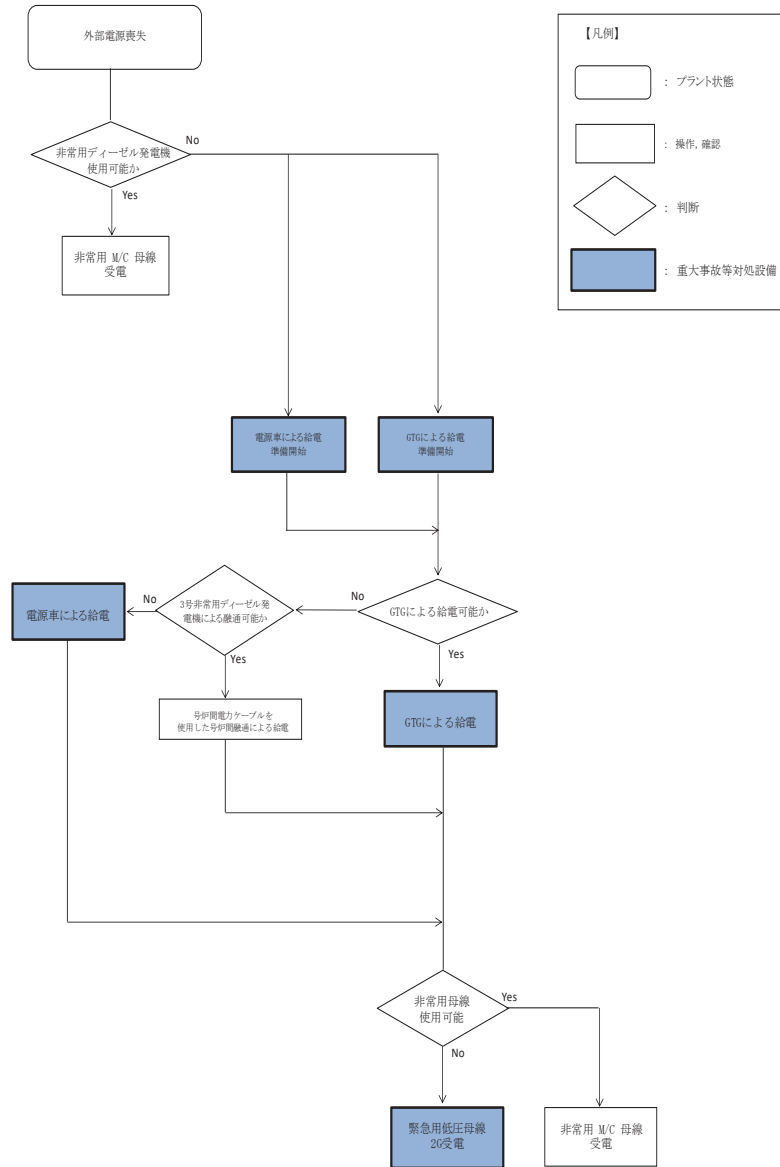
第 1.14-28 図 125V 代替充電器用電源車接続設備による給電タイムチャート



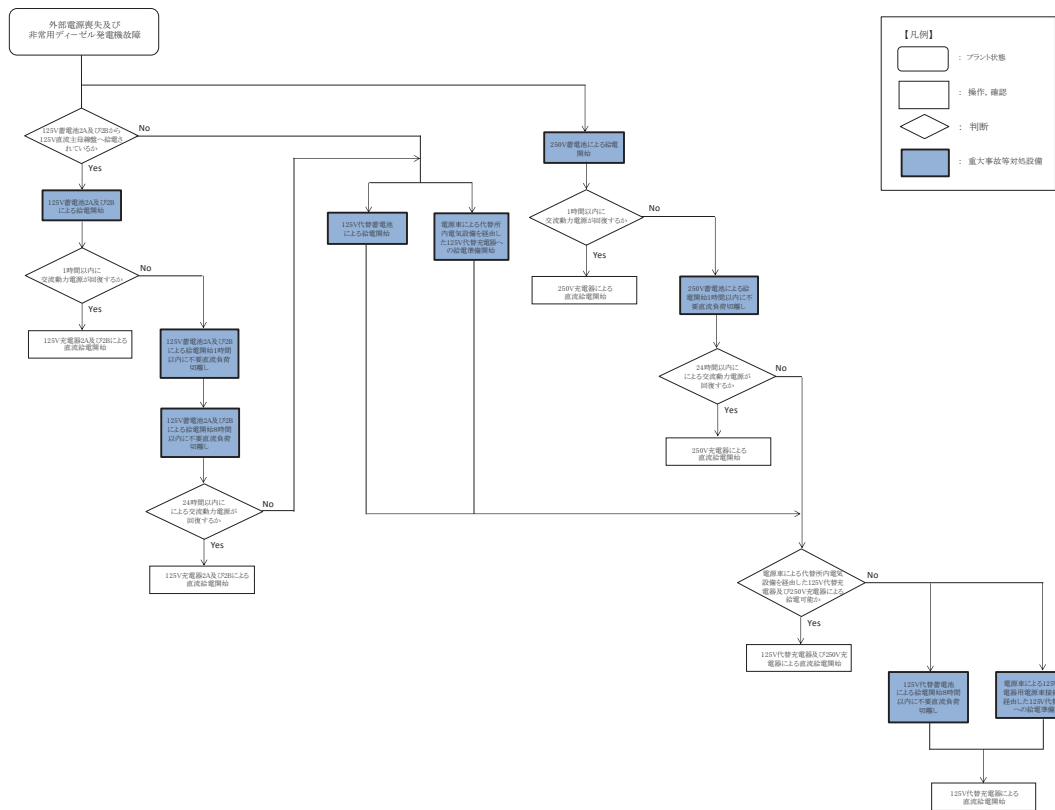
第1.14-29 図 ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は電源車によるパワーセンタ 2G 系及びびモータコントロールセンタ 2G 系給電 概要図



第 1.14-44 図 非常用直流電源設備による給電 概要図



第 1. 14—45 図 重大事故等時の対応手段の選択フローチャート
代替電源（交流）による対応手段



第 1. 14—46 図 重大事故等時の対応手段の選択フローチャート
 代替電源（直流）による対応手段

追補1 「1.15」を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
1.15-10	下7～下5	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。	耐震性又は耐環境性がない、若しくは電源が非常用電源から供給されていないものの、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。
1.15-11	下3～下1	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。	耐震性又は耐環境性がない、若しくは電源が非常用電源から供給されていないものの、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。
1.15-13	上10～上12	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。	給電開始までに時間を要するが、給電可能であれば可搬型代替直流電源設備である電源車から代替所内電気設備を経由し125V系統への給電に対する代替手段として有効である。
1.15-13	下12～下9	号炉間電力融通設備で使用する設備の耐震性は確保されていないが、3号炉の非常用ディーゼル発電機及び電路の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。	号炉間電力融通設備で使用する設備の耐震性は確保されていないが、3号炉の非常用ディーゼル発電機及び電路が健全で、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ため、電源を確保するための手段として有効である。
1.15-15	下4～下3	これらの手順は、運転員、重大事故等対応要員及び重大事故等対策要員の対応として、	これらの手順は、運転員、重大事故等対応要員及び重大事故等対策要員(運転員を除く。)の対応として、

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1. 15-17	上10	⑥発電所対策本部は、重大事故等対策要員_	⑥発電所対策本部は、重大事故等対策要員（運転員を除く。）
1. 15-17	上12	⑦重大事故等対策要員_は、	⑦重大事故等対策要員（運転員を除く。）は、
1. 15-17	下9～下8	上記の計測及び推定は、運転員（中央制御室）1名、重大事故等対策要員_1名で対応が可能である。	上記の計測及び推定は、運転員（中央制御室）1名、重大事故等対策要員（運転員を除く。）1名で対応が可能である。
1. 15-26	上8	⑥発電所対策本部は、重大事故等対策要員_に	⑥発電所対策本部は、重大事故等対策要員（運転員を除く。）に
1. 15-26	上10	⑦重大事故等対策要員_は、	⑦重大事故等対策要員（運転員を除く。）は、
1. 15-26	下11～下10	上記の計測及び推定は、運転員（中央制御室）1名、重大事故等対策要員_1名で対応が可能である。	上記の計測及び推定は、運転員（中央制御室）1名、重大事故等対策要員（運転員を除く。）1名で対応が可能である。
1. 15-27	上3と上4の間	（記載追加）	<p>②発電課長は、発電所対策本部へ可搬型計測器によるパラメータの計測を依頼する。</p> <p>③発電所対策本部は、重大事故等対策要員（運転員を除く。）に可搬型計測器による計測開始を指示する^{※5}。</p> <p>※5 重大事故等対策要員（運転員を除く。）が中央制御室に到着するまでの間は、運転員（中央制御室）Aにて実施する。</p> <p>④重大事故等対策要員（運転員を除く。）は、必要な資機材を携帯し、中央制御室まで移動する。</p>

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1. 15-27	上 4	②運転員（中央制御室）A_は、	⑤運転員（中央制御室）A及び重大事故等対策要員（運転員を除く。）は、
1. 15-27	上 6	③運転員（中央制御室）A_は、	⑥運転員（中央制御室）A及び重大事故等対策要員（運転員を除く。）は、
1. 15-27	上 9	④運転員（中央制御室）A_は、	⑦運転員（中央制御室）A及び重大事故等対策要員（運転員を除く。）は、
1. 15-27	下 4～下 1	上記の対応は 1 測定点当たり、運転員（中央制御室）1 名_にて実施し、作業開始を判断してから所要時間は 5 分以内で可能である。_操作は中央制御室にて対応可能であるが、円滑に作業ができるように照明を整備する。	上記の対応は 1 測定点当たり、運転員（中央制御室）1 名及び重大事故等対策要員（運転員を除く。）1 名にて実施し、作業開始を判断してから所要時間は 55 分以内で可能である。2 測定点以降は 5 分追加となる。 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。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。
1. 15-29	下 3 と下 2 の間	(記載追加)	②発電課長は、発電所対策本部へ可搬型計測器によるパラメータの計測を依頼する。 ③発電所対策本部は、重大事故等対策要員（運転員を除く。）に可搬型計測器による計測開始を指示する ^{※6} 。 ※6 重大事故等対策要員（運転員を除く。）が中央制御室に到着するまでの間は、運転員（中央制御室）Aにて実施する。 ④重大事故等対策要員（運転員を除く。）は、必要な資機材を携帯し、中央制御室まで移

なお、頁は、令和元年 9 月 19 日付け、東北電原技第 3 号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.15-29	下2	②運転員（中央制御室）A_は、	動する。 ⑤運転員（中央制御室）A及び重大事故等対策要員（運転員を除く。）は、
1.15-30	上1	③運転員（中央制御室）A_は、	⑥運転員（中央制御室）A及び重大事故等対策要員（運転員を除く。）は、
1.15-30	上4	④運転員（中央制御室）A_は、	⑦運転員（中央制御室）A及び重大事故等対策要員（運転員を除く。）は、
1.15-30	上7～上10	上記の対応は1測定点当たり、運転員（中央制御室）1名_にて実施し、作業開始を判断してから所要時間は5分以内で可能である。_操作は中央制御室にて対応可能であるが、円滑に作業ができるように照明を配備する。_	上記の対応は1測定点当たり、運転員（中央制御室）1名及び重大事故等対策要員（運転員を除く。）1名にて実施し、作業開始を判断してから所要時間は55分以内で可能である。2測定点以降は5分追加となる。 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。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。
1.15-32	上2	運転員（中央制御室）_は、	運転員（中央制御室）及び重大事故等対策要員（運転員を除く。）は、
1.15-33	上5	重大事故等対策要員_1名で行う。	重大事故等対策要員（運転員を除く。）_1名で行う。
1.15-33	上7～上8	可搬型計測器の記録は記録用紙への記録であり、運転員（中央制御室）1名_にて対応が可能である。	可搬型計測器の記録は記録用紙への記録であり、運転員（中央制御室）1名及び重大事故等対策要員（運転員を除く。）_1名にて対応が可能である。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.15-35		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）（1/15）	別紙-追補1-1.15-1に変更する。
1.15-36		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）（2/15）	別紙-追補1-1.15-2に変更する。
1.15-37		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）（3/15）	別紙-追補1-1.15-3に変更する。
1.15-38		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）（4/15）	別紙-追補1-1.15-4に変更する。
1.15-39		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）（5/15）	別紙-追補1-1.15-5に変更する。
1.15-40		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）（6/15）	別紙-追補1-1.15-6に変更する。
1.15-41		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）（7/15）	別紙-追補1-1.15-7に変更する。
1.15-42		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）（8/15）	別紙-追補1-1.15-8に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.15-43		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）（9/15）	別紙-追補1-1.15-9に変更する。
1.15-44		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）（10/15）	別紙-追補1-1.15-10に変更する。
1.15-45		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）（11/15）	別紙-追補1-1.15-11に変更する。
1.15-46		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）（12/15）	別紙-追補1-1.15-12に変更する。
1.15-47		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）（13/15）	別紙-追補1-1.15-13に変更する。
1.15-48		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）（14/15）	別紙-追補1-1.15-14に変更する。
1.15-49		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）（15/15）	別紙-追補1-1.15-15に変更する。
1.15-79		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	別紙-追補1-1.15-16に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

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) (1/15)

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 ^{*4,5}	検出器 の種類	可搬型 計測器	第1.15-3 図No.
① 原子炉の温度・圧力・容器内	原子炉圧力容器温度	5	0～500℃	最大値：約297℃ ^{*3}	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準(300℃)に対して500℃までを監視可能。	-(Ss)	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源	熱電対	可	③
	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。					
	原子炉圧力 (SA) ^{*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}									
② 原子炉の圧力容器内	残留熱除去系熱交換器入口温度 ^{*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。					
	原子炉圧力 ^{*2}	2	0～10MPa [eage]	最大値：約8.11MPa [eage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力 (9.26MPa [eage]) を包絡する範囲として設定。	S	区分Ⅰ、Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源	弾性圧力 検出器	可	③
	原子炉圧力 (SA) ^{*2}	2	0～11MPa [eage]	最大値：約8.11MPa [eage]	原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa [eage]) の1.2倍 (10.34MPa [eage]) を監視可能。	-(Ss)	区分Ⅰ、Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源	弾性圧力 検出器	可	④
	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を示す。
 * 2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 * 3：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。
 * 4：計測範囲の帯は、原子炉圧力容器等レベルより1.313cm上のところとする (ドライヤスカー1底部付近)。
 * 5：計測範囲の帯は、原子炉圧力容器等レベルより900cm上のところとする (有効燃料棒頂部付近)。
 * 6：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等 (運転時の異常な過渡変化時を含む) に関する値なし。
 * 7：計測範囲の帯は、原子炉格納容器下部 (圧力容器ベローズ底部) () のところとする。
 * 8：計測範囲の帯は、ドライウェル床面 () のところとする。
 * 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空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：扇出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。
 * 11：4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。 * 12：検出点15箇所。
 * 13：計測範囲の帯は、使用済燃料貯蔵ラック上端 (O.P. 25920mm) のところとする。 * 14：検出点2箇所。
 * 15：所内常設蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流電源、区分Ⅰ直流電源又は区分Ⅱ直流電源とした計器である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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) (2/15)

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*15 区分Ⅰ、Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源	検出器 の種類	可搬型 計測器	第1.15-3 図No.
③ 原子炉圧力 容器内 の水位	原子炉水位 (広帯域) *2	2	-3, 800mm～1, 500mm*4	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-7, 832mm～1, 470mm)*4	炉心の冷却状態を確認する上で原子炉水位制御範囲 (レベル3～レベル8) 及び有効燃料棒底部まで監視可能。	S	区分Ⅰ、Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式水位 検出器	可	④
	原子炉水位 (燃料域) *2	2	-3, 800mm～1, 300mm*5	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3, 702mm～5, 600mm)*5		区分Ⅰ、Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源	可	②		
	原子炉水位 (SA広帯域) *2	1	-3, 800mm～1, 500mm*4	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-7, 832mm～1, 470mm)*4		区分Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源	可	⑤		
	原子炉水位 (SA燃料域) *2	1	-3, 800mm～1, 300mm*5	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3, 702mm～5, 600mm)*5		区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源	可	④		
	高压代替注水系ポンプ出口流量*1 残習熱除去系洗浄ライン流量 (残習熱除去系 ヘッドスプレイレイン) 流量 (残習熱除去系) 残習熱除去系洗浄ライン流量 (残習熱除去系B系 格納容器冷却ライン) 流量 (残習熱除去系) 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量*1 代替循環冷却ポンプ出口流量*1 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量*1 高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量*1 残習熱除去系ポンプ出口流量*1 低圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量*1 原子炉圧力*1 原子炉圧力 (SA) *1 圧力抑制室圧力*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。

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。

* 2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

* 3: 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。

* 4: 計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより1, 313cm上のごととする (ドライヤスカート底部付近)。

* 5: 計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより900cm上のごととする (有効燃料棒頂部付近)。

* 6: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等 (運転時の異常な過渡変化時を含む) に関する値なし。

* 7: 計測範囲の零は、原子炉格納容器下部 (注力容器ベアスタル底部) () のところとする。

* 8: 計測範囲の零は、ドライウェル末 () のところとする。

* 9: 計測範囲の零は、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: 局部出力領域モニタの検出値は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。

* 11: 4個の熱的熱媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。 *12: 検出点15箇所。

* 13: 計測範囲の零は、使用済燃料貯蔵フック上端 (O.P. 25920mm) のところとする。 *14: 検出点2箇所。

* 15: 所内高設備電式直流電源設備からの結電により計測可能な計測器は、125V代替直流電源、区分Ⅰ直流電源又は区分Ⅱ直流電源とした計測器である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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) (3/15)

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 ^{*15}	検出器 の種類	可搬型 計測器	第1.15-3 図No.	
④ 原子炉压力容器への注水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	0~120m ³ /h	- ^{*6}	高圧代替注水系ポンプの最大注水量 (90.8m ³ /h) を監視可能。	(Ss)	区分II 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式流量 検出器	可	①	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	0~150m ³ /h	0~90.8m ³ /h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (90.8m ³ /h) を監視可能。	S	区分I 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式流量 検出器	可	⑥	
	高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量	1	0~1,500m ³ /h	(高圧側) 0~318m ³ /h (低圧側) 0~1,050m ³ /h	高圧炉心スプレイレイ系ポンプの最大注水量 (1,050m ³ /h) を監視可能。	S	区分III 直流電源	差圧式流量 検出器	可	⑦	
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	0~220m ³ /h	- ^{*6}	復水移送ポンプ又は大容量移送ポンプ (タイプI) を用いた原子炉注水 時における最大注水量 (199m ³ /h) を監視可能。	(Ss)	区分I 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式流量 検出器	可	②	
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系 格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	0~220m ³ /h	- ^{*6}	復水移送ポンプ又は大容量移送ポンプ (タイプI) 若しくは代替循環冷 却ポンプを用いた原子炉注水時における最大注水量 (199m ³ /h) を監視可 能。	(Ss)	区分II 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式流量 検出器	可	③	
	直流通動低圧注水系ポンプ出口流量	1	0~100m ³ /h	- ^{*6}	直流通動低圧注水系ポンプを用いた原子炉注水時における最大注水量 (80m ³ /h) を監視可能。	(Ss)	区分I 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式流量 検出器	可	④	
	代替循環冷却ポンプ出口流量	1	0~200m ³ /h	- ^{*6}	代替循環冷却ポンプを用いた原子炉注水時における最大注水量 (150m ³ /h) を監視可能。	(Ss)	区分I 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式流量 検出器	可	⑤	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	0~1,500m ³ /h	0~1,136m ³ /h	残留熱除去系ポンプの最大注水量 (1,136m ³ /h) を監視可能。	S	区分I, II 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式流量 検出器	可	⑧	
	低圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量	1	0~1,500m ³ /h	0~1,050m ³ /h	低圧炉心スプレイレイ系ポンプの最大注水量 (1,050m ³ /h) を監視可能。	S	区分I 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式流量 検出器	可	⑨	
	復水貯蔵タンク水位 ^{*1}	「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。									
	圧力抑制室水位 ^{*1}	「⑧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}	「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) ^{*1}										
	原子炉水位 (SA広帯域) ^{*1}										
	原子炉水位 (SA燃料域) ^{*1}										

*1: 重要代替監視パラメータを示す。
 *2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 *3: 設計基準事故時に想定される原子炉压力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 *4: 計測範囲の上限は、原子炉压力容器等レベルより1,313cm上とすることとする。(ドライヤスカート底部付近)。
 *5: 計測範囲の下限は、原子炉压力容器等レベルより900cm上とすることとする。(有効燃料棒頂部付近)。
 *6: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等 (運転時の異常な過渡変化時を含む) に関する値なし。
 *7: 計測範囲の上限は、原子炉格納容器下部 (圧力容器ペデスタル底部) のところとする。
 *8: 計測範囲の下限は、ドライウエル床面 (圧力容器ペデスタル底部) のところとする。
 *9: 炉心埋戻しは、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲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うちからこの値を下回る。
 *10: 高圧出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。
 *11: 4個の静電的無誘導式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
 *12: 検出器15箇所。
 *13: 計測範囲の下限は、使用済燃料貯蔵ラック上端 (O.P. 25920mm) のところとする。
 *14: 検出器2箇所。
 *15: 所内高設電式直流電源設備からの結電により計測可能な計器は、125V代替電源又は区分I直流電源又は区分II直流電源とした計器である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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) (4/15)

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)	電源 ^{*15}	検出器 の種類	可搬型 計測器	第1.15-3 図No.	
⑤ 原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)	1	0~220m ³ /h	—*6	復水移送ポンプを用いた原子炉格納容器スプレイレイン時における最大注水量 (88m ³ /h) を監視可能。	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式流量 検出器	可	②	
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	0~220m ³ /h	—*6	復水移送ポンプを用いた原子炉格納容器スプレイレイン時における最大注水量 (88m ³ /h) を監視可能。	区分Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式流量 検出器	可	③	
	原子炉格納容器代替スプレイレイン流量	2	0~100m ³ /h	—*6	大容量送水ポンプ (タイプI) を用いた原子炉格納容器スプレイレイン時における最大注水量 (88m ³ /h) を監視可能。	区分Ⅰ, Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式流量 検出器	可	⑩	
	代替循環冷却ポンプ出口流量	1	0~200m ³ /h	—*6	代替循環冷却ポンプを用いた原子炉格納容器スプレイレイン時における最大注水量 (80m ³ /h) を監視可能。	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式流量 検出器	可	⑤	
	原子炉格納容器下部注水流量	1	0~110m ³ /h	—*6	復水移送ポンプ又は大容量送水ポンプ (タイプI) 若しくは代替循環冷却ポンプを用いた原子炉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。	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式流量 検出器	可	⑪	
	復水貯蔵タンク水位 ^{*1}	「⑩」水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉格納容器下部水位 ^{*1}	「⑧」原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	ドライウエル水位 ^{*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。								
	ドライウエル温度 ^{*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。								
	ドライウエル圧力 ^{*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。								
圧力抑制室圧力 ^{*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を示す。
 *2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 *3: 設計基準事故時に規定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 *4: 計測範囲の警は、原子炉圧力容器等レベルより1.313cm上のごととする (ドライヤスカート底部付近)。
 *5: 計測範囲の警は、原子炉圧力容器等レベルより900cm上のごととする (有効燃料棒頂部付近)。
 *6: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等 (運転時の異常な過渡変化時を含む) に関する値なし。
 *7: 計測範囲の警は、原子炉格納容器下部 (圧力容器ベグスタル底部) () のところとする。
 *8: 計測範囲の警は、ドライウエル床面 () のところとする。
 *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雰囲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10Sv/h (経過時間は低くなる) 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: 局部出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。
 *11: 4個の静的種滅式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
 *12: 検出点15箇所。
 *13: 計測範囲の警は、使用済燃料貯蔵ラック上端 (O.P. 25920mm) のところとする。
 *14: 検出点2箇所。
 *15: 所内常設電器式直流量電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流量電源、区分Ⅰ直流量電源又は区分Ⅱ直流量電源とした計器である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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) (5/15)

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*15	検出器 の種類	可搬型 計測器	第1.15-3 図No.
⑥ 原子炉 温度 容器内の	ドライウェル温度	11	0~300℃	146℃以下	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	-(Ss)	区分 I 直流電源 125V代替 直流電源	熱電対	可	⑤
	圧力抑制室内空気温度*2	4	0~300℃	97℃以下		区分 II 直流電源 125V代替 直流電源	S	熱電対	可	⑥
	サブレーションポンププール水温度*2	16	0~200℃	97℃以下	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pa: 854kPa [gauge]) におけるサブレッションチェンバのプールの飽和温度 (約178℃) を監視可能。	S	区分 II 直流電源 125V代替 直流電源	測温抵抗体	可	⑦
	原子炉格納容器下部温度	12	0~700℃	-*6	原子炉格納容器下部に溶融炉心が落下した場合における原子炉圧力容器の破損検知が可能。	-(Ss)	区分 I, II 直流電源 125V代替 直流電源	熱電対	可	⑧
ドライウェル圧力*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。									
圧力抑制室圧力*1	「⑧原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。									
⑦ 原子炉 圧力 容器内の	ドライウェル圧力*2	1	0~1MPa [abs]	330kPa [gauge]以下	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pa: 854kPa [gauge]) を監視可能。	-(Ss)	区分 I 直流電源 125V代替 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑨
	圧力抑制室圧力*2	1	0~1MPa [abs]	210kPa [gauge]以下		区分 II 直流電源 125V代替 直流電源	-(Ss)	弾性圧力 検出器	可	⑩
ドライウェル温度*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。									
圧力抑制室内空気温度*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を示す。
* 2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

* 3: 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。

* 4: 計測範囲の等は、原子炉圧力容器等レベルより1.313cm上のごととする (ドライヤスカート底部付近)。

* 5: 計測範囲の等は、原子炉圧力容器等レベルより900cm上のごととする (有効燃料棒頂部付近)。

* 6: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等 (運転時の異常な過渡変化時を含む) に関する値なし。

* 7: 計測範囲の等は、原子炉格納容器下部 (圧力容器ベアスタル底部) () のところとする。

* 8: 計測範囲の等は、ドライウェル床面 () のところとする。

* 9: 計測範囲の等は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲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: 局部出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。

* 11: 4個の熱的軸継式水素再結合装置に對して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。 *12: 検出点15箇所。

* 13: 計測範囲の等は、使用済燃料貯蔵フランク上端 (O.P. 25920mm) のところとする。 *14: 検出点2箇所。

* 15: 所内高設置電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流電源、区分 I 直流電源又は区分 II 直流電源とした計器である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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) (6/15)

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 ^{*4,5}	検出器 の種類	可搬型 計測器	第1.15-3 図No.
⑧ 原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	0～5m (O.P.-3900mm～1100mm)	0.05m (O.P.-3850mm)	外部水源注水量限界 (通常運転水位:約2m (O.P.-1914mm)) を把握でき る範囲を監視可能。	-(Ss)	区分Ⅰ,Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式水位 検出器	可	⑩
	原子炉格納容器下部水位	12	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m ^{*7} (O.P.-2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	- ^{*6}	原子炉格納容器下部への注水による原子炉格納容器下部の蓄水状況を監 視可能。	-(Ss)	区分Ⅰ,Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源	電極式 水位検出器	-	⑪
	ドライウェル水位	6	0.02m, 0.23m, 0.34m ^{*8} (O.P.1170mm, 1380mm, 1490mm)	- ^{*6}	原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に必要な水深があること を監視可能。	-(Ss)	区分Ⅰ,Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源	電極式 水位検出器	-	⑬
⑨ 原子炉格納容器内の水位	高圧代替注水系ポンプ出口流量 ^{*1}									
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ^{*1}									
	高圧炉心スプレイン系ポンプ出口流量 ^{*1}									
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 ヘッドスプレインライン洗浄流量) ^{*1}									
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系 格納容器冷却ライン洗浄流量) ^{*1}									
直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 ^{*1}										
代替循環冷却ポンプ出口流量 ^{*1}										
原子炉格納容器下部注水流量 ^{*1}										
原子炉格納容器代替スプレイン流量 ^{*1}										
復水貯蔵タンク水位 ^{*1}										

⑧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。

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。
⑤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。

⑤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。

④水源の確保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を示す。
 *2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 *3: 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温度。
 *4: 計測範囲の警は、原子炉格納容器レベルより1.313cm上とする (ドライヤスカカード底部付近)。
 *5: 計測範囲の警は、原子炉格納容器レベルより900cm上とする (有効燃料棒頂部付近)。
 *6: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等 (運転時の異常な過渡変化時を含む) に関する値なし。
 *7: 計測範囲の警は、原子炉格納容器下部 (圧力容器ベアスタク底部) () のところとする。
 *8: 計測範囲の警は、ドライウェル床面 () のところとする。
 *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空気が放射線モニタの直で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約110Sv/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: 局所出力領域モニタの検出器は124個あり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。
 *11: 4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
 *12: 検出点15箇所。
 *13: 計測範囲の警は、使用済燃料貯蔵ラック上端 (O.P. 25920mm) のところとする。
 *14: 検出点9箇所。
 *15: 所内常設蓄電池式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流電源、区分Ⅰ直流電源又は区分Ⅱ直流電源とした計器である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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) (7/15)

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 ^{*4,5}	検出器 の種類	可搬型 計測器	第1.15-3 図No.	
㉑ 原子 炉格納 容器内 の	格納容器内水素濃度(D/W) ^{*2}	2	0~100vol%	0~1.9vol%	原子炉格納容器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。炉心の著しい損傷時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性 ある範囲(0~100vol%)を監視可能。	-(Ss)	区分I, II 直流電源 125V代替 直流電源	水素吸蔵材 料式水素 検出器	-	㉑	
	格納容器内水素濃度(S/C) ^{*2}	2	0~100vol%	0~1.0vol%							
	格納容器内雰囲気水素濃度 ^{*2}		2	0~30vol%	0~1.9vol%		S	計器: サンプリング 装置: 区分I, II 交流計測制御電源	熱伝導率 式水素 検出器	-	㉑
			2	0~100vol%							
㉒ 原子 炉格納 容器内 の	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	2	10 ⁻² Sv/h~10 ³ Sv/h	10Sv/h未満 ^{*9}	炉心損傷の判断値(原子炉停止直後に炉心損傷した場合)は約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, II 直流電源 125V代替 直流電源	電離箱	-	㉑	
	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	10 ⁻² Sv/h~10 ³ Sv/h	10Sv/h未満 ^{*9}	炉心損傷の判断値(原子炉停止直後に炉心損傷した場合)は約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, II 直流電源 125V代替 直流電源	電離箱	-	㉑	
	起動領域モニタ ^{*2}	8	中性子源領域 10 ⁻⁷ cps~10 ⁶ cps (1×10 ⁶ cm ⁻² ・s ⁻¹)~ 1×10 ¹⁰ cm ⁻² ・s ⁻¹) 中間領域 0~40%又は0~125% (1×10 ⁶ cm ⁻² ・s ⁻¹)~ 2×10 ¹³ cm ⁻² ・s ⁻¹)	定格出力の 約8倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から出力運転時の中性子束を監視 可能。なお、起動領域モニタが測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域 モニタによって監視可能。	S	区分I, II 無停電交流電源	核分裂 電離箱	-	㉑	
① 未 臨界 の 維持 又は 監視	平均出力領域モニタ ^{*2}	6 ^{*10}	0~125% (1.2×10 ¹² cm ⁻² ・s ⁻¹)~ 2.8×10 ¹⁴ cm ⁻² ・s ⁻¹)	定格出力の 約8倍	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、設計基準事故及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、 負の反応度フィードバック効果により短時間で、かつ出力上昇及び下 降は急峻である。125%を超えた領域でその指示値に基づき操作を伴うもの でないことから、現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。 また、重大事故等時においても代替原子炉再稼働がノンストップ機能等 により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	S	区分I, II 無停電交流電源	核分裂 電離箱	-	㉑	

*1: 重要代替監視パラメータを示す。
*2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

*3: 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。

*4: 計測範囲の霧は、原子炉圧力容器等レベルより1.313cm上のところとする(ドライヤスカート底部付近)。

*5: 計測範囲の霧は、原子炉圧力容器等レベルより900cm上のところとする(有効燃料棒頂部付近)。

*6: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等(運転時の異常な過渡変化時を含む)に関する値なし。

*7: 計測範囲の霧は、原子炉格納容器下部(圧力容器ベアスタル底部) () のところとする。

*8: 計測範囲の霧は、ドライウエル床面() のところとする。

*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雰囲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: 局部出力領域モニタの検出器は12個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。

*11: 4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。

*12: 検出点15箇所。

*13: 計測範囲の霧は、使用済燃料貯蔵トラック上端(O.P. 25920mm) のところとする。

*14: 検出点2箇所。

*15: 所内常設蓄電池式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流電源、区分I直流電源又は区分II直流電源とした計器である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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) (8/15)

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 ^{*15}	検出器 の種類	可搬型 計測器	第1.15-3 図No.
⑫ 最 終 ヒ ト シ ン ク の 確 保	サブレーションポンプ水温度 ^{*2}			「⑨原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
	残留熱除去熱交換器入口温度			「⑫最終ヒートシンの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ。						
	代替循環冷却ポンプ出口流量			「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。 「⑤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。						
	圧力抑制室水位 ^{*1}			「⑧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}									
	原子炉水位 (燃料域) ^{*1}									
	原子炉水位 (SAB帯域) ^{*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 (SA燃料域) ^{*1}									
	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。					
	ドライウエル圧力 ^{*1}									
	圧力抑制室圧力 ^{*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。					
	ドライウエル温度 ^{*1}									
	圧力抑制室内空気温度 ^{*1}									
	原子炉格納容器下部水位 ^{*1}				「⑨原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
	ドライウエル水位 ^{*1}									

* 1: 重要代替監視パラメータを示す。
 * 2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 * 3: 設計基準事故時に規定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 * 4: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器等レベルより1.313cm上のこととする (ドライヤスカート底部付近)。
 * 5: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器等レベルより900cm上のこととする (有効燃料棒頂部付近)。
 * 6: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等 (運転時の真実過渡変化時を含む) に関する値なし。
 * 7: 計測範囲の帯は、原子炉格納容器下部 (圧力容器ベズスタル底部) () のところとする。
 * 8: 計測範囲の帯は、ドライウエル床面 () のところとする。
 * 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雰囲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: 局部出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。
 * 11: 4個の静的熱媒水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。 * 12: 検出点15箇所。
 * 13: 計測範囲の帯は、使用済燃料貯蔵ラック上端 (O.P. 25920mm) のところとする。 * 14: 検出点2箇所。
 * 15: 所内常設蓄電池式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流電源、区分I直流電源又は区分II直流電源とした計器である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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) (9/15)

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)	電源 ^{*15}	検出器 の種類	可搬型 計測器	第1.15-3 図No.
⑩ 最終 ヒート シリンク の 確保	原子炉格納容器 フィルター装置水位(広帯域)	3	0~3,650mm	-*6	原子炉格納容器フィルター装置底部を計測範囲の零とし、フィルター装置機能維持のための上限水位()及び下限水位()を監視可能。	区分 I 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式水位 検出器	可	⑬
	原子炉格納容器 フィルター装置入口圧力(広帯域)	1	-0.1MPa~1MPa [gauge]	-*6	原子炉格納容器フィルター装置の最高使用圧力 (854kPa [gauge]) を監視可能。	区分 I 直流電源 125V代替 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑭
	原子炉格納容器 フィルター装置出口圧力(広帯域)	1	-0.1MPa~1MPa [gauge]	-*6	原子炉格納容器フィルター装置の最高使用圧力 (854kPa [gauge]) を監視可能。	区分 I 直流電源 125V代替 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑮
	原子炉格納容器 フィルター装置水温	3	0~200℃	-*6	原子炉格納容器フィルター装置の最高使用温度 (200℃) を監視可能。	区分 I 直流電源 125V代替 直流電源	熱電対	可	⑯
	原子炉格納容器 フィルター装置出口放射線モニタ	2	10 ⁻⁵ msv/h~10 ⁻⁶ msv/h	-*6	原子炉格納容器フィルター装置による原子炉格納容器ベント実施時に、想定されるフィルター装置出口の最大放射線量率 (1.9×10 ⁻⁶ msv/h) を監視可能。	区分 I, II 直流電源 125V代替 直流電源	電離箱	-	⑰
	原子炉格納容器 フィルター装置出口水素濃度	1	0~30vol%	-*6	原子炉格納容器フィルター装置による原子炉格納容器ベント後に窒素による閉気を実施し、原子炉格納容器フィルター装置系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。	計器、サンプリング 装置： 区分 I 交流計測制御 電源 代替交流計測制御 電源	熱伝導率式 水素検出器	-	⑱
	原子炉格納容器 フィルター装置出口水素濃度 (D/W) ^{*1}	1	0~100vol%	-*6	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。				
	原子炉格納容器 フィルター装置出口水素濃度 (S/C) ^{*1}	1	0~100vol%	-*6	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。				
	原子炉格納容器 フィルター装置出口水素濃度 (D/W) ^{*1}	1	0~100vol%	-*6	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。				
	原子炉格納容器 フィルター装置出口水素濃度 (S/C) ^{*1}	1	0~100vol%	-*6	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を示す。
*2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

*3: 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。
*4: 計測範囲の零は、原子炉圧力容器等レベルより1,313cm上のごとくとする (ドライヤスカート底部付近)。

*5: 計測範囲の零は、原子炉圧力容器等レベルより900cm上のごとくとする (有効燃料棒頂部付近)。
*6: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等 (運転時の異常な過渡変化時を含む) に関する値なし。

*7: 計測範囲の零は、原子炉格納容器下部 (圧力容器ベントスタル底部) () のところとする。
*8: 計測範囲の零は、ドライウェル床面 () のところとする。

*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雰囲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: 扇形出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。

*11: 4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
*12: 検出点15箇所。

*13: 計測範囲の零は、使用済燃料貯蔵トラック上端 (O.P. 25920mm) のところとする。
*14: 検出点2箇所。

*15: 所内設置蓄電池式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流電源、区分 I 直流電源又は区分 II 直流電源とした計器である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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 (重大事故対処設備) (10/15)

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 ^{*15}	検出器 の種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	10^{-2} mSv/h \sim 10^{-5} mSv/h	— ^{*6}	重大事故等時の非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放射線量 (約 2.0×10^{-2} mSv/h) を監視可能。	-(Ss)	区分 I、II 直流電源 125V代替 直流電源	電離箱	—	⑦
		2	0 \sim 300°C	最大値：186°C	残留熱除去系系の運転時における、残留熱除去系系水の最高使用温度 (186°C) を監視可能。	C(Ss)	区分 I、II 直流電源 125V代替 直流電源	熱電対	可	⑫
⑫ 最終ヒートシンクの 残熱除去系 の確保	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	0 \sim 300°C	最大値：186°C	残留熱除去系系の運転時における、残留熱除去系系水の最高使用温度 (186°C) を監視可能。	C(Ss)	区分 I、II 直流電源 125V代替 直流電源	熱電対	可	⑬
		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 (ただし、個数は2とする)。	2	0 \sim 4,000m ³ /h	0 \sim 2,800m ³ /h	原子炉補機冷却水系のポンプ台あたりの定格流量 (2,800m ³ /h) を監視可能。	S	区分 I、II 無停電交流電源	差圧式流量 検出器	可
残熱除去系	原子炉補機冷却水系統流量 ^{*1}	2	0 \sim 1,500m ³ /h	0 \sim 950m ³ /h	残留熱除去系系熱交換器冷却水入口流量の最大流量 (950m ³ /h) を監視可能。原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系 (サブレンジションブール水冷却モード) の運転を行う場合に必要な流量 (382m ³ /h) を監視可能。	C(Ss)	区分 I、II 無停電交流電源	差圧式流量 検出器	可	⑮
	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。					
	サブレンジションブール水温度 ^{*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。	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。	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。	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。					
	圧力抑制釜水位 ^{*1}	⑧原子炉格納容器内の水位、を監視するパラメータと同じ。	⑧原子炉格納容器内の水位、を監視するパラメータと同じ。	⑧原子炉格納容器内の水位、を監視するパラメータと同じ。	⑧原子炉格納容器内の水位、を監視するパラメータと同じ。					
	残留熱除去系ポンプ出口圧力 ^{*1}	⑩水源の確保、を監視するパラメータと同じ。	⑩水源の確保、を監視するパラメータと同じ。	⑩水源の確保、を監視するパラメータと同じ。	⑩水源の確保、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を示す。
 *2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 *3：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。
 *4：計測範囲の霽は、原子炉圧力容器等レベルより1,313cm上のごととする (ドライヤスカート底部付近)。
 *5：計測範囲の霽は、原子炉圧力容器等レベルより900cm上のごととする (有効燃料棒頂部付近)。
 *6：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等 (運転時の異常な過渡変化時を含む) に関する値なし。
 *7：計測範囲の霽は、原子炉格納容器下部 (圧力容器ベズスタル底部) () のところとする。
 *8：計測範囲の霽は、ドライウェル床面 () のところとする。
 *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雰囲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：局部出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。
 *11：4個の静的熱線式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。 *12：検出点15箇所。
 *13：計測範囲の霽は、使用済燃料貯蔵ラック上端 (O.P. 25920mm) のところとする。 *14：検出点2箇所。
 *15：所内各設置電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流電源、区分 I 直流電源又は区分 II 直流電源とした計器である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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) (11/15)

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 ^{*15}	検出器 の種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
④ 格 納 器 の 状 態 監 視	原子炉水位 (広帯域) ^{*2}				「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) ^{*2}									
	原子炉水位 (SA広帯域) ^{*2}									
	原子炉水位 (SA燃料域) ^{*2}									
	原子炉圧力 ^{*2}				「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) ^{*2}									
	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。					
	ドライウエル温度 ^{*2}									
	ドライウエル圧力 ^{*2}				「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。					
	圧力抑制室圧力 ^{*1}									
原子炉建屋内の状態	高圧炉心スプレイスポンプ出口圧力			「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。						
	残留熱除去系ポンプ出口圧力									
	低圧炉心スプレイスポンプ出口圧力									
原子炉圧力 ^{*1}	原子炉圧力 (SA) ^{*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。						

* 1 : 重要代替監視パラメータを示す。
 * 2 : 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 * 3 : 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。
 * 4 : 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器等レベルより 1.313cm 上のごととする (ドライヤスカート底部付近)。
 * 5 : 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器等レベルより 900cm 上のごととする (有効燃料棒頂部付近)。
 * 6 : 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等 (運転時の異常な過渡変化時を含む) に関する値なし。
 * 7 : 計測範囲の帯は、原子炉格納容器下部 (圧力容器ベアスタル底部) () のところとする。
 * 8 : 計測範囲の帯は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲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 10Sv/h (経過時間は低くなる) 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。
 * 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雰囲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 10Sv/h (経過時間は低くなる) 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 : 局部出力領域モニタの検出器は 124 個であり、平均出力領域モニタの各チャネルには、A 系 17 個及び B 系 14 個ずつの信号が入力される。
 * 11 : 4 個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ 1 個設置。
 * 12 : 検出点 15 箇所。
 * 13 : 計測範囲の帯は、使用済燃料貯蔵フック上端 (O.P. 25920mm) のところとする。
 * 14 : 検出点 2 箇所。
 * 15 : 所内常設蓄電池式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V 代普通直流電源、区分 I 直流電源又は区分 II 直流電源とした計器である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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) (12/15)

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 ^{*15}	検出器 の種類	可搬型 計測器	第1.15-3 図No.
④ 水 源 の 確 保	復水貯蔵タンク水位	1	0~3, 200m ³	0~3, 173m ³	復水貯蔵タンクの底部からオーバーフローレベル(0~3, 173m ³)を監視可能。	(Ss)	区分 I 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式水位 検出器	可	⑯
	圧力抑制釜水位				「⑨原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
	高压代替注水系ポンプ出口流量 ^{*1}									
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 ヘッドスペースライン流量) ^{*1}									
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系 格納容器冷却ライン洗浄流量) ^{*1}									
	直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 ^{*1}									
	原子炉降圧降時冷却系ポンプ出口流量 ^{*1}									
	高压炉心スペース系ポンプ出口流量 ^{*1}									
	原子炉格納容器下部注水流量 ^{*1}					「⑤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。				
	代替循環冷却ポンプ出口流量 ^{*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。 「⑤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。				
	残留熱除去系ポンプ出口流量 ^{*1}									
	低圧炉心スペース系ポンプ出口流量 ^{*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。				

「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。

「⑤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。

「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。

「⑤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。

「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。

「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータを示す。

* 1: 重要代替監視パラメータを示す。

* 2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

* 3: 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。

* 4: 計測範囲の値は、原子炉圧力容器等レベルより1,313cm上とする(ドライヤスカート底部付近)。

* 5: 計測範囲の値は、原子炉圧力容器等レベルより900cm上とする(有効燃料棒頂部付近)。

* 6: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等(運転時の異常な過渡変化時を含む)に関する値なし。

* 7: 計測範囲の値は、原子炉格納容器下部(圧力容器ベドスタル底部) () の値とする。

* 8: 計測範囲の値は、ドライウェル床面() の値を下回る。

* 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雰囲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: 局部出力領域モニタの検出器は124個あり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。

* 11: 4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。

* 12: 検出点15箇所。

* 13: 計測範囲の値は、使用済燃料貯蔵ラック上端(O.P. 25920mm) の値とする。

* 14: 検出点2箇所。

* 15: 所内常設蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流電源、区分I直流電源又は区分II直流電源とした計器である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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 (重大事故対処設備) (13/15)

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 ^{*5}	検出器 の種類	可搬型 計測器	第1.15-3 図No.	
④ 水 源 の 確 保	高圧代替注水系統ポンプ出口圧力 ^{*1}	1	0~15MPa [gauge]	— ^{*6}	高圧代替注水系統の運転時における高圧代替注水系統ポンプの最高使用圧力 (14.0MPa [gauge]) を監視可能。	-(Ss)	区分II 直流電源 125V代替 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑩	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 ^{*1}	1	0~15MPa [gauge]	最大値：11.8MPa [gauge]	原子炉隔離時冷却系における原子炉隔離時冷却系ポンプの最高使用圧力 (11.8MPa [gauge]) を監視可能。	S	区分I 直流電源 125V代替 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑫	
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 ^{*1}	1	0~12MPa [gauge]	最大値：10.8MPa [gauge]	高圧炉心スプレイ系の運転時における高圧炉心スプレイ系ポンプの最高使用圧力 (10.8MPa [gauge]) を監視可能。	S	区分III 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑭	
	直流駆動低圧注水系統ポンプ出口圧力 ^{*1}	1	0~2.0MPa [gauge]	— ^{*6}	直流駆動低圧注水系統ポンプの運転時における直流駆動低圧注水系統ポンプの最高使用圧力 (1.70MPa [gauge]) を監視可能。	-(Ss)	区分I 直流電源 125V代替 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑮	
	代替循環冷却ポンプ出口圧力 ^{*1}	1	0~4MPa [gauge]	— ^{*6}	代替循環冷却ポンプの運転時における代替循環冷却ポンプの最高使用圧力 (3.73MPa [gauge]) を監視可能。	-(Ss)	区分I 直流電源 125V代替 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑯	
	残留熱除去系ポンプ出口圧力 ^{*1}	3	0~4MPa [gauge]	最大値：3.73MPa [gauge]	残留熱除去系ポンプの運転時における残留熱除去系ポンプの最高使用圧力 (3.73MPa [gauge]) を監視可能。	C(Ss)	区分I, II 交流計測制御電源	弾性圧力 検出器	可	⑳	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 ^{*1}	1	0~5MPa [gauge]	最大値：4.41MPa [gauge]	低圧炉心スプレイ系の運転時における低圧炉心スプレイ系ポンプの最高使用圧力 (4.41MPa [gauge]) を監視可能。	C(Ss)	区分I 交流計測制御電源	弾性圧力 検出器	可	㉑	
	復水移送ポンプ出口圧力 ^{*1}	1	0~1.5MPa [gauge]	— ^{*6}	復水移送ポンプの運転時における復水移送ポンプの最高使用圧力 (1.37MPa [gauge]) を監視可能。	-(Ss)	区分I 直流電源 125V代替 直流電源	弾性圧力 検出器	可	㉒	
	原子炉水位 (広帯域) ^{*1}										
	原子炉水位 (燃料域) ^{*1}										
	原子炉水位 (S/A広帯域) ^{*1}										
原子炉水位 (S/A燃料域) ^{*1}											

「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。

*1：重要代替監視パラメータを示す。
 *2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 *3：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。
 *4：計測範囲の帯は、原子炉圧力容器等レベルより1.313cm上のところとする (ドライヤスカート底部付近)。
 *5：計測範囲の帯は、原子炉圧力容器等レベルより900cm上のところとする (有効燃料棒頂部付近)。
 *6：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等 (運転時の異常な過渡変化時を含む) に関する値なし。
 *7：計測範囲の帯は、原子炉格納容器下部 (圧力容器ベドスタル底部) () のところとする。
 *8：計測範囲の帯は、ドライウエル床面 () のところとする。
 *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喫煙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下回る。
 *10：扇形出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。
 *11：4箇の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
 *12：検出点15箇所。
 *13：計測範囲の帯は、使用済燃料貯蔵トラック上端 (O.P. 25920mm) のところとする。
 *14：検出点2箇所。
 *15：所内常設装置式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流電源、区分I直流電源又は区分II直流電源とした計器である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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) (14/15)

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 ^{*15}	検出器 の種類	可搬型 計測器	第 1. 15-3 図No.
㊫ 原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内水素濃度	7	0~10vol%	— ^{*6}	原子炉建屋内の水素燃焼の可能性(水素濃度: 4vol%)を把握する上で監視可能(なお、静的触媒式水素再結合装置にて、原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減する)。	-(Ss)	区分 I, II 交流計測制御 電源 代替交流計測制御 電源	触媒式水素 検出器 気体熱伝導 式水素検出 器	—	㊫
	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 ^{*1}	8 ^{*11}	0~500℃	— ^{*6}	静的触媒式水素再結合装置作動時に想定される温度範囲を監視可能。	-(Ss)	区分 I, II 直流電源 125V代替 直流電源	熱電対	可	㊫
	格納容器内雰囲気酸素濃度	2	0~30vol%	約4.3vol%	原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲(0~4.3vol%)を監視可能。	S	区分 I, II 計器、サンプリング 装置; 区分 I, II 交流計測制御電源	熱磁気風式 酸素検出器	—	㊫
㊬ 原子炉格納容器内の 酸燃料濃度 格納容器内雰囲気放射線モニタ(O/W) ^{*1} 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C) ^{*1} ドライウェル圧力 ^{*1} 圧力抑制室圧力 ^{*1}	「㊫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。									
	「㊫原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。									
	「㊫原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。									
	「㊫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を示す。
 * 2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 * 3: 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。
 * 4: 計測範囲の警は、原子炉圧力容器等レベルより1.313cm上のごととする(ドライウェル圧力容器等レベルより1.313cm上のごととする(有効燃料棒頂部付近))。
 * 5: 計測範囲の警は、原子炉圧力容器等レベルより900cm上のごととする(有効燃料棒頂部付近)。
 * 6: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等(運転時の異常な過渡変化を含む)に関する値なし。
 * 7: 計測範囲の警は、原子炉格納容器下部(圧力容器ペダスタル底部) () のところとする。
 * 8: 計測範囲の警は、ドライウェル床面 () のところとする。
 * 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雰囲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: 局密出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。
 * 11: 4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
 * 12: 検出点15箇所。
 * 13: 計測範囲の警は、使用者燃焼制御ラック上端(O.P. 25920mm)のところとする。
 * 14: 検出点2箇所。
 * 15: 所内常設蓄電池式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替監視電源、区分 I 直流電源又は区分 II 直流電源とした計器である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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) (15/15)

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 ^{*4,5}	検出器 の種類	可搬型 計測器	第 1. 15-3 図No.
① 使用 済燃料 プールの 監視	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) ^{*2}	1 ^{*12}	0~7.010mm ^{*13} (O.P. 2.5920mm~ 32930mm)	— ^{*6}	変動する可能性のある使用済燃料プールの上部から使用済燃料上端近傍 の範囲で使用済燃料プールの水位を監視可能。 変動する可能性のある範囲にわたり使用済燃料プールの温度を監視可 能。	-(Ss)	区分 I 直流電源 125V代替 直流電源	熱電対	可	⑤
			0~150℃							
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) ^{*2}	1 ^{*14}	-4.300mm~7.300mm ^{*13} (O.P. 2.1620mm~ 33220mm)	0. P. 32895mm 最大値：65℃	変動する可能性のある使用済燃料プールの上部から底部近傍の範囲で使 用済燃料プールの水位を監視可能。 変動する可能性のある範囲にわたり使用済燃料プールの温度を監視可 能。	C(Ss)	区分 II 交流計測制御電源 直流電源 125V代替直流電源	ガイド バルブ水位 検出器 測温抵抗体	—	⑥
			0~120℃							
使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) ^{*2}	1	10 ¹ msv/h~10 ⁸ msv/h	— ^{*6}	変動する可能性のある範囲 (5.4×10 ⁻² msv/h~10 ⁷ msv/h) にわたり放射 線量率を監視可能。	変動する可能性のある範囲 (5.4×10 ⁻² msv/h~10 ⁷ msv/h) にわたり放射 線量率を監視可能。	-(Ss)	区分 I 直流電源 125V代替 直流電源	電離箱	—	⑦
		10 ⁻² msv/h~10 ⁵ msv/h								
使用済燃料プール監視カメラ ^{*2}	1	—	— ^{*6}	使用済燃料プールの状況を監視可能。	使用済燃料プールの状況を監視可能。	-(Ss)	区分 I 交流計測制御電源	可視光 カメラ	—	⑧

* 1：重要代替監視パラメータを示す。
* 2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

* 3：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。
* 4：計測範囲の零は、原子炉圧力容器等レベルより1.313cm上のところとする (ドライヤスカーポート底部付近)。
* 5：計測範囲の零は、原子炉圧力容器等レベルより900cm上のところとする (有効燃料棒頂部付近)。
* 6：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等 (運転時の異常な過渡変化時を含む) に関する値なし。
* 7：計測範囲の零は、原子炉格納容器下部 (圧力容器ペデスタル底部) () のところとする。
* 8：計測範囲の零は、ドライウエル床面 () のところとする。
* 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雰囲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直を下回る。
* 10：局高出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。
* 11：4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
* 12：検出点15箇所。
* 13：計測範囲の零は、使用済燃料貯蔵ラック上端 (O.P. 2.5920mm) のところとする。
* 14：検出点2箇所。
* 15：所内常設置電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流電源、区分 I 直流電源又は区分 II 直流電源とした計器である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)								備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	
可搬型計測器によるパラメータの計測、監視	重大事故等 対策要員 (運転員を除く。)	▽50分 接続開始								対応手段
		▽55分 接続完了, 計測開始								
	運転員 (中央制御室) A	移動 ^{※1}								④
		1測定点当たり, 5分 ^{※2} (接続, 測定のみ)								⑤⑥⑦
	1	1測定点当たり, 5分 ^{※2,3} (接続, 測定のみ)								⑤⑥⑦

※1: 緊急時対策所から中央制御室までの移動を想定した時間

※2: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

※3: 重大事故等対策要員(運転員を除く。)が到着までは、運転員(中央制御室)にて対応し、到着後は2名にて対応を行う。

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

追補1「1.16」を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
1.16-2	下6	(b) <u>自動起動しない場合の非常用ガス処理系手動起動手順</u>	(b) <u>全交流動力電源が喪失した場合</u>
1.16-4	上13	選定した重大事故等対処設備により、 <u>技術的能力審査基準</u>	選定した重大事故等対処設備により、「 <u>技術的能力審査基準</u> 」
1.16-4	下12～下11	<u>設置許可基準規則</u> 第五十九条及び <u>技術基準規則</u> 第七十四条（以下「 <u>基準規則</u> 」という。）の	「 <u>設置許可基準規則</u> 」第五十九条及び「 <u>技術基準規則</u> 」第七十四条（以下「 <u>基準規則</u> 」という。）の
1.16-4	下7	<u>審査基準</u> 及び <u>基準規則</u> 要求に	「 <u>審査基準</u> 」及び「 <u>基準規則</u> 」要求に
1.16-13	上12～上13	事故時運転モードへの切り替え操作の	事故時運転モードへの切替操作の
1.16-13	下6～下5	事故時運転モードへの切り替えを行い、	事故時運転モードへの切替えを行い、
1.16-13	下2	事故時運転モードへの切り替え操作は、	事故時運転モードへの切替操作は、
1.16-14	上8～上12	格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を越えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線モニタ（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。	格納容器内雰囲気放射線モニタ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倍を越えた場合、又は格納容器内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。
1.16-17	上11～上12	事故時運転モード（少量外気取入）への切り替えを行い、	事故時運転モード（少量外気取入）への切替えを行い、

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1. 16-17	下11～下10	事故時運転モード（少量外気取入）への切り替え操作まで	事故時運転モード（少量外気取入）への切替操作まで
1. 16-17	下 4	<u>格納容器二次隔離弁</u> の開操作	<u>原子炉格納容器第二隔離弁（FCVSベントライン隔離弁）</u> の開操作
1. 16-17 ～ 1. 16-18	下 2 ～ 上 3	格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を越えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線モニタ（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。	格納容器内雰囲気放射線モニタ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倍を越えた場合、又は格納容器内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。
1. 16-18	下10～下 9	<u>格納容器二次隔離弁</u> 開操作	<u>原子炉格納容器第二隔離弁（FCVSベントライン隔離弁）</u> 開操作
1. 16-19 ～ 1. 16-20	下 1 ～ 上 4	格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を越えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線モニタ（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。	格納容器内雰囲気放射線モニタ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倍を越えた場合、又は格納容器内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。
1. 16-20	下12～下11	<u>格納容器二次隔離弁</u> 開操作	<u>原子炉格納容器第二隔離弁（FCVSベントライン隔離弁）</u> 開操作
1. 16-21	上 5～上 9	格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を越えた	格納容器内雰囲気放射線モニタ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倍を越えた場合、又は格

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1. 16-25	上 2	場合, 又は格納容器内雰囲気放射線モニタ (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。 _原子力災害対策特別措置法_第10条特定事象が発生した後,	納容器内雰囲気放射線モニタ_が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。 「 <u>原子力災害対策特別措置法</u> 」第10条特定事象が発生した後,
1. 16-25	上 6 ~ 上 10	格納容器内雰囲気放射線モニタ (CAMS) で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が, 設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を越えた場合, 又は格納容器内雰囲気放射線モニタ (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。	格納容器内雰囲気放射線モニタ_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倍を越えた場合, 又は格納容器内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。
1. 16-28	下 8	(b) <u>自動起動しない場合の非常用ガス処理系手動起動手順</u>	(b) <u>全交流動力電源が喪失した場合</u>
1. 16-28	下 7	<u>何らかの原因により非常用ガス処理系が自動起動しない場合</u>	<u>全交流動力電源喪失時において, 常設代替交流電源設備からの受電により非常用ガス処理系が自動起動しない場合</u>
1. 16-28 ~ 1. 16-29	下 1 ~ 上 3	<u>原子炉水位低 (L-3), ドライウエル圧力高, 原子炉建屋原子炉棟排気放射能高, 燃料取替エリア放射能高及び原子炉建屋原子炉棟換気空調系全停のいずれかの信号が発生した場合で非常用ガス処理系が_起動しない場合。</u>	<u>全交流動力電源喪失時において, 常設代替交流電源設備からの受電により非常用ガス処理系が_自動起動しない場合。</u>

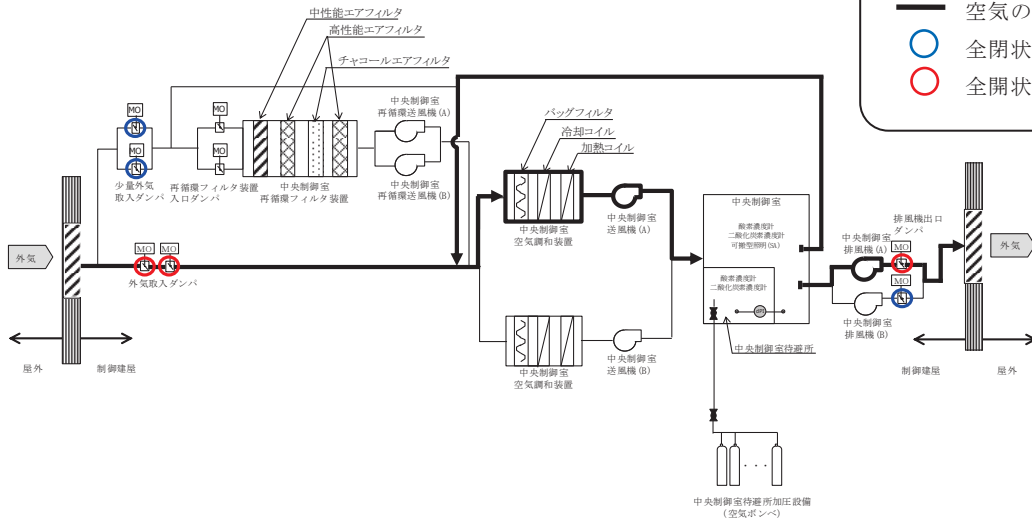
なお, 頁は, 令和元年 9 月 19 日付け, 東北電原技第 3 号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.16-29	上5	何らかの原因により非常用ガス処理系が自動起動しない場合に、	非常用ガス処理系が自動起動しない場合に、
1.16-40	上1	第1.16-3表 「審査基準」における要求事項 <u>毎</u> の給電対象設備	第1.16-3表 「審査基準」における要求事項 <u>ごと</u> の給電対象設備
1.16-41		第1.16-1図 中央制御室換気空調系概要図（A系運転時）	別紙-追補1-1.16-1に変更する。
1.16-42		第1.16-5図 中央制御室待避所の運用手順タイムチャート	別紙-追補1-1.16-2に変更する。
1.16-46		第1.16-11図 「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」シーケンス	別紙-追補1-1.16-3に変更する。
1.16-48		第1.16-14図 非常用ガス処理系概要図	別紙-追補1-1.16-4に変更する。

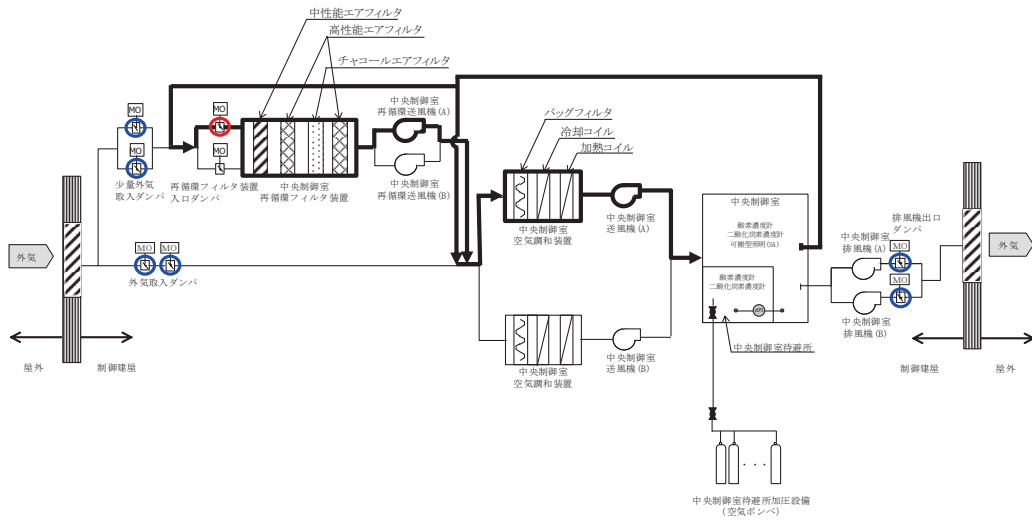
なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

凡例

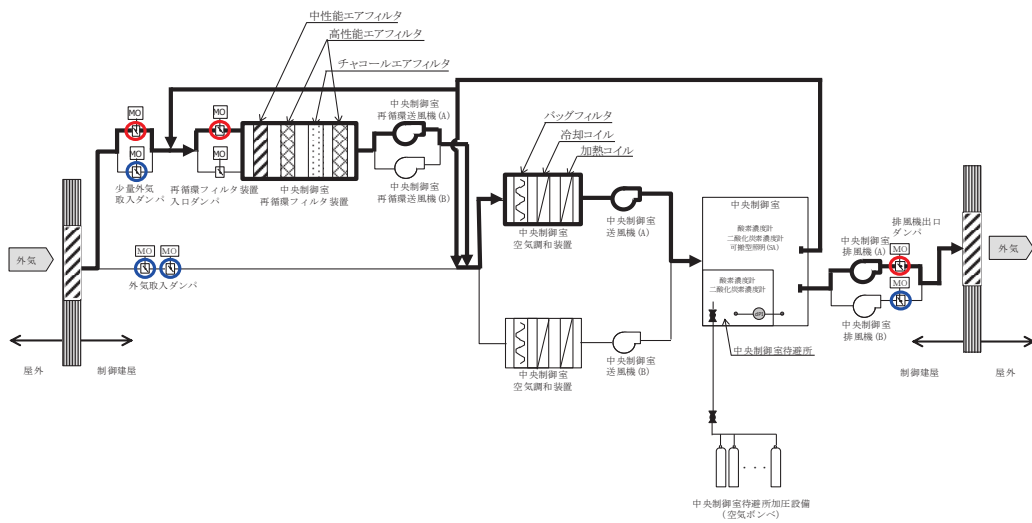
- 空気の流れ
- 全閉状態
- 全開状態



通常運転



事故時運転モード



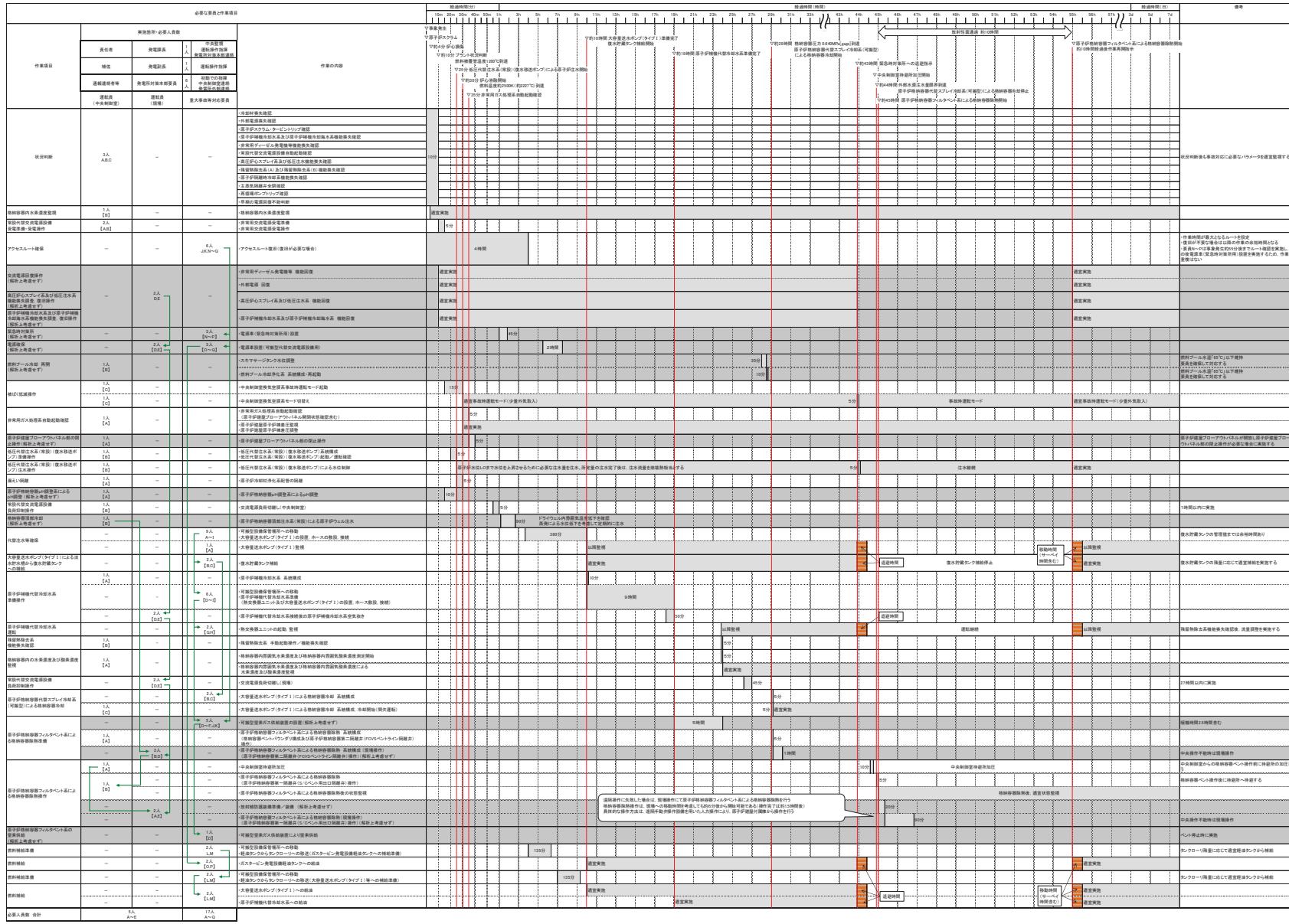
事故時運転モード（少量外気取入）

第 1.16-1 図 中央制御室換気空調系概要図（A系運転時）

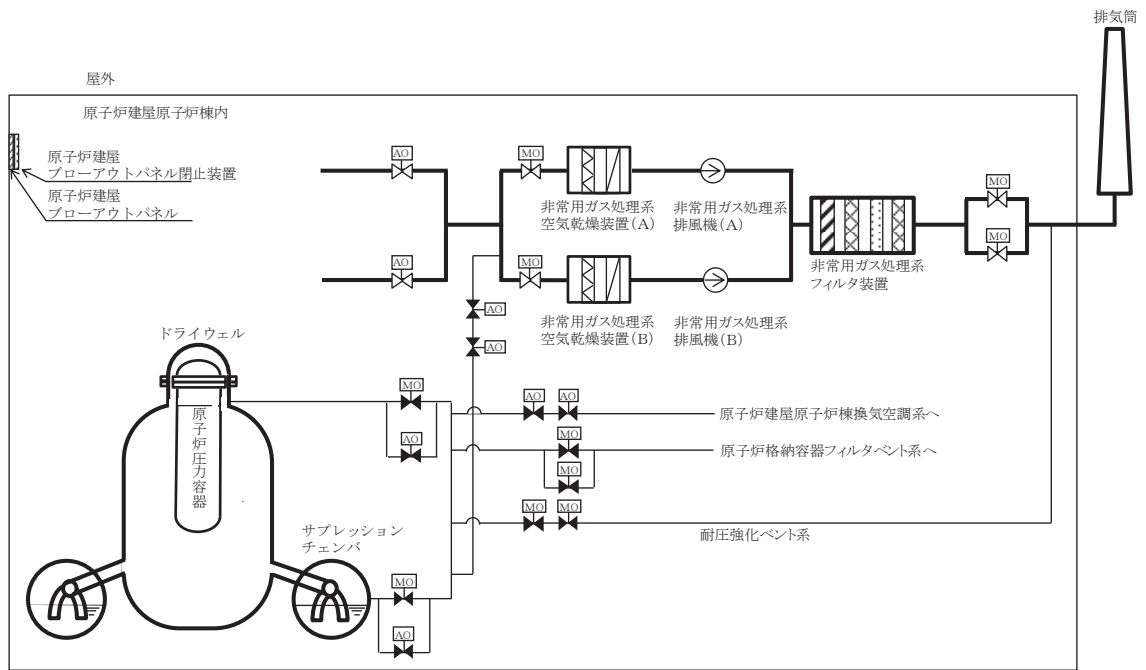
		経過時間 (分)				経過時間 (時)				備考	
		10	20	30	40	15	16	17	18		19
手順の項目	要員 (数)	▽ 原子炉格納容器第二隔離弁開 ▽ 5分 中央制御室待避所の照明確保 ▽ 5分 データ表示装置 (待避所) の起動完了 ▽ 15分 中央制御室待避所の加圧準備完了				▽ 原子炉格納容器第一隔離弁開 ▽ 10分 中央制御室待避所の加圧完了				操作手順	
中央制御室待避所の運用手順	運転員 (中央制御室) A	1	中央制御室待避所の可搬型照明 (SA) の設置・点灯操作 ^{※1}								② ^{※2}
			データ表示装置 (待避所) の起動 ^{※3※4}						中央制御室待避所の加圧操作 ^{※3}		② ^{※4} ④⑥
	運転員 (現場) B, C	2	中央制御室待避所の加圧準備 ^{※5}								②

※1：設備の設置時間に余裕を見込んだ時間
 ※2：中央制御室待避所の加圧操作後は「中央制御室待避所の照明を確保する手順」の操作へ移行する。
 ※3：設備の操作時間及び設備の動作時間に余裕を見込んだ時間
 ※4：中央制御室待避所の照明確保後は「データ表示装置 (待避所) によるプラントパラメータ等の監視手順」の操作へ移行する。
 ※5：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.16-5 図 中央制御室待避所の運用手順タイムチャート



第 1.16-11 図 「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」 シーケンス



第 1.16—14 図 非常用ガス処理系概要図

追補1「1.17」を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
1.17-25	上8～上9	上記の対応は、放射線管理班員3名にて実施し、一連の作業（1か所当たり）は、作業開始を判断してから200分以内で可能である。	上記の対応は、放射線管理班員3名にて実施し、一連の作業は、作業開始を判断してから200分以内（資機材準備等90分以内、以降の作業は1か所当たり110分以内）で可能である。
1.17-33		第1.17-1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（1/2）	別紙-追補1-1.17-1に変更する。
1.17-34		第1.17-1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（2/2）	別紙-追補1-1.17-2に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

第 1.17-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
 対応手段, 対処設備及び手順書一覧 (1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
放射性物質の濃度及び放射線量の測定	—	放射線量の測定	モニタリングポスト	—
	モニタリングポスト (放射線量の測定)	放射線量の代替測定	可搬型モニタリングポスト データ処理装置	重大事故等対応要領書
	—	空気中の放射性物質の濃度の測定	放射能観測車 採取装置：ダスト・よう素サンブラ 測定装置：放射性ダスト測定装置 ：放射性よう素測定装置	重大事故等対応要領書
	放射能観測車 (空气中放射性物質の濃度の測定)	空気中の放射性物質の濃度の代替測定	可搬型放射線計測装置 採取装置：可搬型ダスト・よう素サンブラ 測定装置：γ線サーベイメータ ：β線サーベイメータ	重大事故等対応要領書
風向, 風速その他の気象条件の測定	—	気象観測項目の測定	気象観測設備	—
	気象観測設備 (風向, 風速その他の気象条件の測定)	気象観測項目の代替測定	代替気象観測設備 データ処理装置	重大事故等対応要領書
	—	放射線量の測定	可搬型モニタリングポスト データ処理装置 可搬型放射線計測装置 測定装置：電離箱サーベイメータ	重大事故等対応要領書
	放射線量の測定	放射線量の測定	可搬型放射線計測装置 採取装置：可搬型ダスト・よう素サンブラ 測定装置：γ線サーベイメータ ：β線サーベイメータ ：α線サーベイメータ	重大事故等対応要領書
放射性物質の濃度及び放射線量の測定	—	放射性物質の濃度 (空气中, 水中, 土壌中) の測定	Ge 半導体式試料放射能測定装置 可搬型 Ge 半導体式試料放射能測定装置 ガスフロー測定装置	重大事故等対応要領書
	—	放射性物質の濃度 (空气中, 水中, 土壌中) の測定	Ge 半導体式試料放射能測定装置 可搬型 Ge 半導体式試料放射能測定装置 ガスフロー測定装置	重大事故等対応要領書

第 1.17－1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
 対応手段，対処設備及び手順書一覧 (2/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
放射性物質の濃度及び放射線量の測定	-	海上モニタリング	小型船舶 可搬型放射線計測装置 採取装置：可搬型ダスト・よう素サンブラ 測定装置：γ線サーベイメータ ：β線サーベイメータ ：α線サーベイメータ ：電離箱サーベイメータ	重大事故等対応要領書
		バックグラウンドの低減対策	検出器保護カバー 養生シート 遮蔽材	資機材
モニタリングポストの電源を代替交流電源設備から給電	-	モニタリングポストの代替電源	無停電電源装置	-
		モニタリングポストの代替交流電源からの給電	常設代替交流電源設備	重大事故等対処設備
				「1.14 電源の確保に関する手順等」に示す。

追補1「1.18」を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
1.18-1	下9	(2) <u>原子力災害対策特別措置法</u> 第10条特定事象発生時の手順	(2) 「 <u>原子力災害対策特別措置法</u> 」第10条特定事象発生時の手順
1.18-1	下1	切替 <u>え</u> 手順	切替 <u>え</u> 手順
1.18-2	下7	c. 緊急時対策所換気空調系の切替 <u>え</u> 手順	c. 緊急時対策所換気空調系の切替 <u>え</u> 手順
1.18-2	下2	a. 電源車 <u>え</u> 起動手順	a. 電源車 <u>え</u> (緊急時対策所用)起動手順
1.18-5	下1	選定した重大事故等対処設備により、 <u>技術的能力審査基準</u>	選定した重大事故等対処設備により、「 <u>技術的能力審査基準</u> 」
1.18-6	上1～上2	<u>設置許可基準規則</u> 第六十一条及び <u>技術基準規則</u> 第七十六条(以下「 <u>基準規則</u> 」という。)の	「 <u>設置許可基準規則</u> 」第六十一条及び「 <u>技術基準規則</u> 」第七十六条(以下「 <u>基準規則</u> 」という。)の
1.18-6	上6	並びに <u>審査基準</u> 及び <u>基準規則</u> 要求に	並びに「 <u>審査基準</u> 」及び「 <u>基準規則</u> 」要求に
1.18-7	上2	・緊急時対策所加圧設備 <u>え</u> 配管・弁 <u>え</u>	・緊急時対策所加圧設備 <u>え</u> (配管・弁 <u>え</u>)
1.18-8	下9～下8	・ガスタービン発電設備 ・燃料移送系 <u>え</u> 配管・弁 [<u>流路</u>]	・ガスタービン発電設備 <u>え</u> 燃料移送系配管・弁 [<u>燃料流路</u>]
1.18-8	下1	・電源車 <u>え</u>	・電源車 <u>え</u> (緊急時対策所用)
1.18-9	上3	・緊急時対策所燃料移送系～電源車 <u>え</u> ホース [<u>燃料流路</u>]	・緊急時対策所燃料移送系～電源車 <u>え</u> (緊急時対策所用)ホース [<u>燃料流路</u>]
1.18-9	上7	・電源車 <u>え</u> ～電源車接続口(緊急時対策建屋) 電路 [<u>電路</u>]	・電源車 <u>え</u> (緊急時対策所用)～電源車接続口(緊急時対策建屋) 電路 [<u>電路</u>]

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.18-9	上11	<u>審査基準</u> 及び <u>基準規則</u> に	<u>「審査基準」</u> 及び <u>「基準規則」</u> に
1.18-9	下12	緊急時対策所加圧設備 <u>配管・弁</u> ,	緊急時対策所加圧設備 <u>（配管・弁）</u> ,
1.18-10	上4	ガスタービン発電設備 <u>燃料移送系配管・弁</u> [<u>流路</u>],	ガスタービン発電設備 <u>燃料移送系配管・弁</u> [<u>燃料流路</u>],
1.18-10	上8	電源車	電源車 <u>（緊急時対策所用）</u> ,
1.18-10	上10	緊急時対策所燃料移送系～ 電源車 <u>ホース</u> [<u>燃料流路</u>],	緊急時対策所燃料移送系～ 電源車 <u>（緊急時対策所用）</u> <u>ホース</u> [<u>燃料流路</u>]
1.18-10	上12～上13	電源車～電源車接続口（緊急時対策建屋） <u>電路</u> [<u>電路</u>],	電源車 <u>（緊急時対策所用）</u> ～ 電源車接続口（緊急時対策建屋） <u>電路</u> [<u>電路</u>],
1.18-10	下10	<u>審査基準</u> 及び <u>基準規則</u> に	<u>「審査基準」</u> 及び <u>「基準規則」</u> に
1.18-11	上7～上10	緊急時対策所用代替交流電源設備である電源車と同仕様であり、 <u>故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップする手段として有効である。また、給電開始に時間を要するものの、対策は有効である。</u>	緊急時対策所用代替交流電源設備である電源車 <u>（緊急時対策所用）</u> と同仕様であり、 <u>給電開始に時間を要するものの、対策は有効である。</u>
1.18-16	上1	(2) <u>原子力災害対策特別措置法</u> 第10条特定事象発生時の手順	(2) <u>「原子力災害対策特別措置法」</u> 第10条特定事象発生時の手順
1.18-16	上13	発電所対策本部長が <u>原子力災害対策特別措置法</u>	発電所対策本部長が <u>「原子力災害対策特別措置法」</u>
1.18-18	下5～下1	格納容器内雰囲気 <u>モニタ系（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	格納容器内雰囲気 <u>放射線モニタ</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

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1. 18-20	上 2～上 6	線量率の10倍を越えた場合、又は格納容器内雰囲気 <u>モニタ系（CAMS）</u> が使用できない場合に、原子炉压力容器温度計で300℃以上を確認した場合	の10倍を越えた場合、又は格納容器内雰囲気 <u>放射線モニタ</u> が使用できない場合に、原子炉压力容器温度で300℃以上を確認した場合
1. 18-20	上 2～上 6	格納容器内雰囲気 <u>モニタ系（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倍を越えた場合、又は格納容器内雰囲気 <u>モニタ系（CAMS）</u> が使用できない場合に、原子炉压力容器温度計で300℃以上を確認した場合	格納容器内雰囲気 <u>放射線モニタ</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倍を越えた場合、又は格納容器内雰囲気 <u>放射線モニタ</u> が使用できない場合に、原子炉压力容器温度で300℃以上を確認した場合
1. 18-21	上 3	切替 <u>え</u> 手順	切替 <u>手</u> 順
1. 18-21	上 6	切替 <u>え</u> 手順を整備する。	切替 <u>手</u> 順を整備する。
1. 18-21	下 6～下 5	緊急時対策所非常用送風機への切替 <u>え</u> 手順の概要は以下のとおり。	緊急時対策所非常用送風機への切替 <u>手</u> 順の概要は以下のとおり。
1. 18-26	上 6	放射線管理班長が、 <u>原子力災害特別措置法</u>	放射線管理班長が、「 <u>原子力災害対策特別措置法</u> 」
1. 18-26	上 7～上 8	事象進展の状況（格納容器内雰囲気 <u>モニタ系（CAMS）</u> 等により	事象進展の状況（格納容器内雰囲気 <u>放射線モニタ</u> 等により
1. 18-26	上10～上14	格納容器内雰囲気 <u>モニタ系（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倍を越えた場合、又は格納容器内雰囲気 <u>モニタ系（CAMS）</u> が使用できない場合に、原子炉压力容器温度計で300℃以上を確認し	格納容器内雰囲気 <u>放射線モニタ</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倍を越えた場合、又は格納容器内雰囲気 <u>放射線モニタ</u> が使用できない場合に、原子炉压力容器温度で300℃以上を確認した場合

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.18-27	上6	た場合 c. 緊急時対策所換気空調系の切替 <u>え</u> 手順	c. 緊急時対策所換気空調系の切替 <u>手</u> 手順
1.18-29	上5	電源車 <u>に</u> より給電する。	電源車 <u>(緊急時対策所用)</u> により給電する。
1.18-29	上8～上10	緊急用高圧母線2F系（以下「6.9KVメタクラ2F系」という。）を經由し緊急時対策所高圧母線J系（以下「6.9KVメタクラJ系」という。）へ自動で給電される。	緊急用高圧母線2F系（以下「6.9kVメタクラ2F系」という。）を經由し緊急時対策所高圧母線J系（以下「6.9kVメタクラJ系」という。）へ自動で給電される。
1.18-29	下7と下6の間	(記載追加)	ガスタービン発電機に関する手順等は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
1.18-29	下3	電源車 <u>を</u> 手動で起動し給電する。	電源車 <u>(緊急時対策所用)</u> を手動で起動し給電する。
1.18-29	下1	電源車 <u>へ</u> 自動給油を行う。	電源車 <u>(緊急時対策所用)</u> へ自動給油を行う。
1.18-30	上3	a. 電源車 <u>起</u> 動手順	a. 電源車 <u>(緊急時対策所用)</u> 起動手順
1.18-30	上4	緊急時対策所用代替交流電源設備である電源車 <u>の</u>	緊急時対策所用代替交流電源設備である電源車 <u>(緊急時対策所用)</u> の
1.18-30	下11	電源車 <u>に</u> よる緊急時対策所へ受電を指示する。	電源車 <u>(緊急時対策所用)</u> による緊急時対策所へ受電を指示する。
1.18-30	下10～下8	重大事故等対応要員は、6.9KVメタクラJ系にて非常用高圧母線2D系受電遮断器及び6.9KVメタクラ2F系受電遮断器の「切」を実施する。	重大事故等対応要員は、6.9kVメタクラJ系にて非常用高圧母線2D系受電遮断器及び6.9kVメタクラ2F系受電遮断器の「切」を実施する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.18-30	下7	重大事故等対応要員は、電源車_を起動する。	重大事故等対応要員は、電源車_ (緊急時対策所用) を起動する。
1.18-30	下6	重大事故等対応要員は、電源車_ の出力電圧	重大事故等対応要員は、電源車_ (緊急時対策所用) の出力電圧
1.18-30	下4～下3	重大事故等対応要員は、6.9KVメタクラJ系にて電源車_ から6.9KVメタクラJ系を受電するための遮断器を「入」とする。	重大事故等対応要員は、6.9kVメタクラJ系にて電源車_ (緊急時対策所用) から6.9kVメタクラJ系を受電するための遮断器を「入」とする。
1.18-30	下2	重大事故等対応要員は、6.9KVメタクラJ系の	重大事故等対応要員は、6.9kVメタクラJ系の
1.18-31	上9～上10	緊急時対策所用代替交流電源設備である電源車_ が故障等	緊急時対策所用代替交流電源設備である電源車_ (緊急時対策所用) が故障等
1.18-31	下1	重大事故等対応要員に6.9KVメタクラ	重大事故等対応要員に6.9kVメタクラ
1.18-32	上2～上4	重大事故等対応要員は、6.9KVメタクラJ系にて非常用高圧母線2D系受電遮断器及び6.9KVメタクラ2F系受電遮断器の「切」を実施する。	重大事故等対応要員は、6.9kVメタクラJ系にて非常用高圧母線2D系受電遮断器及び6.9kVメタクラ2F系受電遮断器の「切」を実施する。
1.18-33	上1	(記載追加)	対応手段, 対処設備, 手順書一覧
1.18-34		第1.18-1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 (2/2)	別紙-追補1-1.18-1に変更する。
1.18-35		第1.18-2表 重大事故等対処に係る監視計器	別紙-追補1-1.18-2に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.18-36	上1	第1.18-3表 「審査基準」における要求事項ごとの給電対象設備	第1.18-3表 「審査基準」における要求事項ごとの給電対象設備
1.18-37		第1.18-1図 機能喪失原因対策分析（緊急時対策所全交流動力電源喪失）	別紙-追補1-1.18-3に変更する。
1.18-39		第1.18-4図 緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置設置場所	別紙-追補1-1.18-4に変更する。
1.18-40		第1.18-5図 緊急時対策所加圧設備（空気ポンプ）設置場所	別紙-追補1-1.18-5に変更する。
1.18-43		第1.18-10図 緊急時対策所 見取り図	別紙-追補1-1.18-6に変更する。
1.18-44		第1.18-11図 緊急時対策所加圧設備（空気ポンプ）から緊急時対策所非常用送風機への切替え タイムチャート	別紙-追補1-1.18-7に変更する。
1.18-45		第1.18-14 図 緊急時対策所換気空調系切替え手順タイムチャート	別紙-追補1-1.18-8に変更する。
1.18-46		第1.18-15図 緊急時対策所 給電系統概要図	別紙-追補1-1.18-9に変更する。
1.18-47		第1.18-16図 電源車（緊急時対策所用代替交流電源設備） 起動操作タイムチャート	別紙-追補1-1.18-10に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

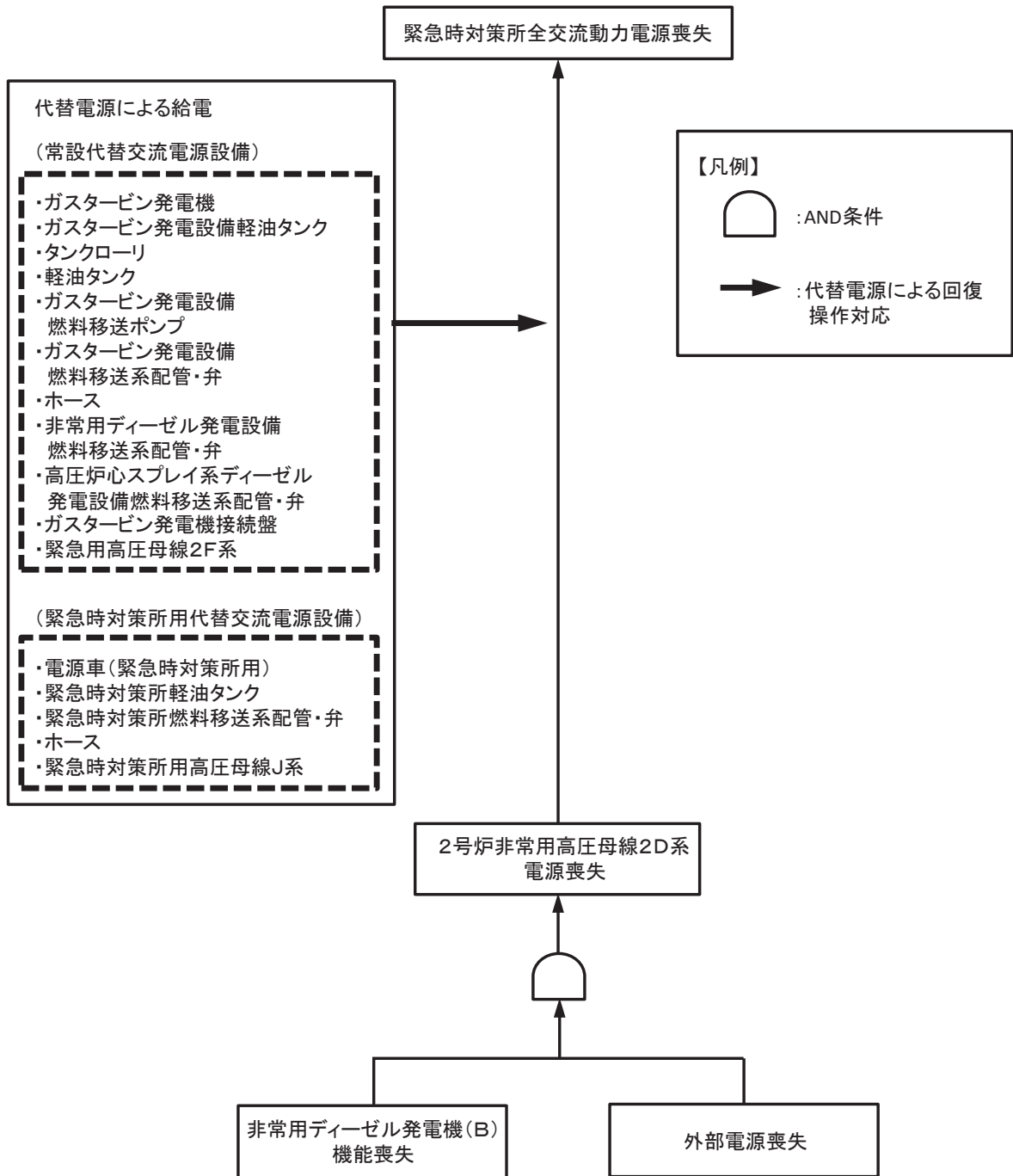
第1.18-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
 対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (2/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
—	—	必要な数の要員の収容	放射線管理用資機材 ^{※2}	—	
			飲料水, 食料等 ^{※2}		
—	緊急時対策所 全交流力動力電源	代替電源設備からの給電	ガスタービン発電機	重大事故等対処設備	重大事故等対応要領書
			ガスタービン発電設備 軽油タンク		
			タンクローリ		
			軽油タンク		
			ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ		
			ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁		
			ホース		
			非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁		
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁		
			ガスタービン発電機接続盤		
			緊急用高圧母線 2F 系		
			電源車 (緊急時対策所用)		
			緊急時対策所軽油タンク		
			緊急時対策所燃料移送系配管・弁		
			緊急時対策所用高圧母線 J 系		
			ガスタービン発電機～緊急時対策所用高圧母線 J 系電路		
			電源車 (緊急時対策所用)～電源車接続口 (緊急時対策建屋) 電路		
電源車接続口 (緊急時対策建屋)～緊急時対策所用高圧母線 J 系電路					
予備電源車	自主対策設備				
電源車接続口 (緊急時対策建屋南側)					

※2 「放射線管理用資機材」及び「飲料水, 食料等」については資機材であるため重大事故等対処設備としない。

第1.18－2表 重大事故等対処に係る監視計器

対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器	
1.18.2.1 居住性を確保するための手順等			
(1) 緊急時対策所立上げの手順 a. 緊急時対策所換気空調系運転手順	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)
		原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器温度 (原子炉圧力容器下鏡下部温度)
	原子炉格納容器内酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度	
操作	緊急時対策建屋室内差圧監視	差圧計	
(1) 緊急時対策所立上げの手順 b. 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順	判断基準	—	—
	操作	緊急時対策所内の環境監視	酸素濃度計 二酸化炭素濃度計
(3) 重大故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等 b. 緊急時対策所での原子炉格納容器ベントを実施する場合の対応の手順	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)
		原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器温度 (原子炉圧力容器下鏡下部温度)
		原子炉格納容器内酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度
		原子炉格納容器内の圧力、温度	ドライウェル圧力 ドライウェル温度
	操作	緊急時対策所室内差圧監視	差圧計

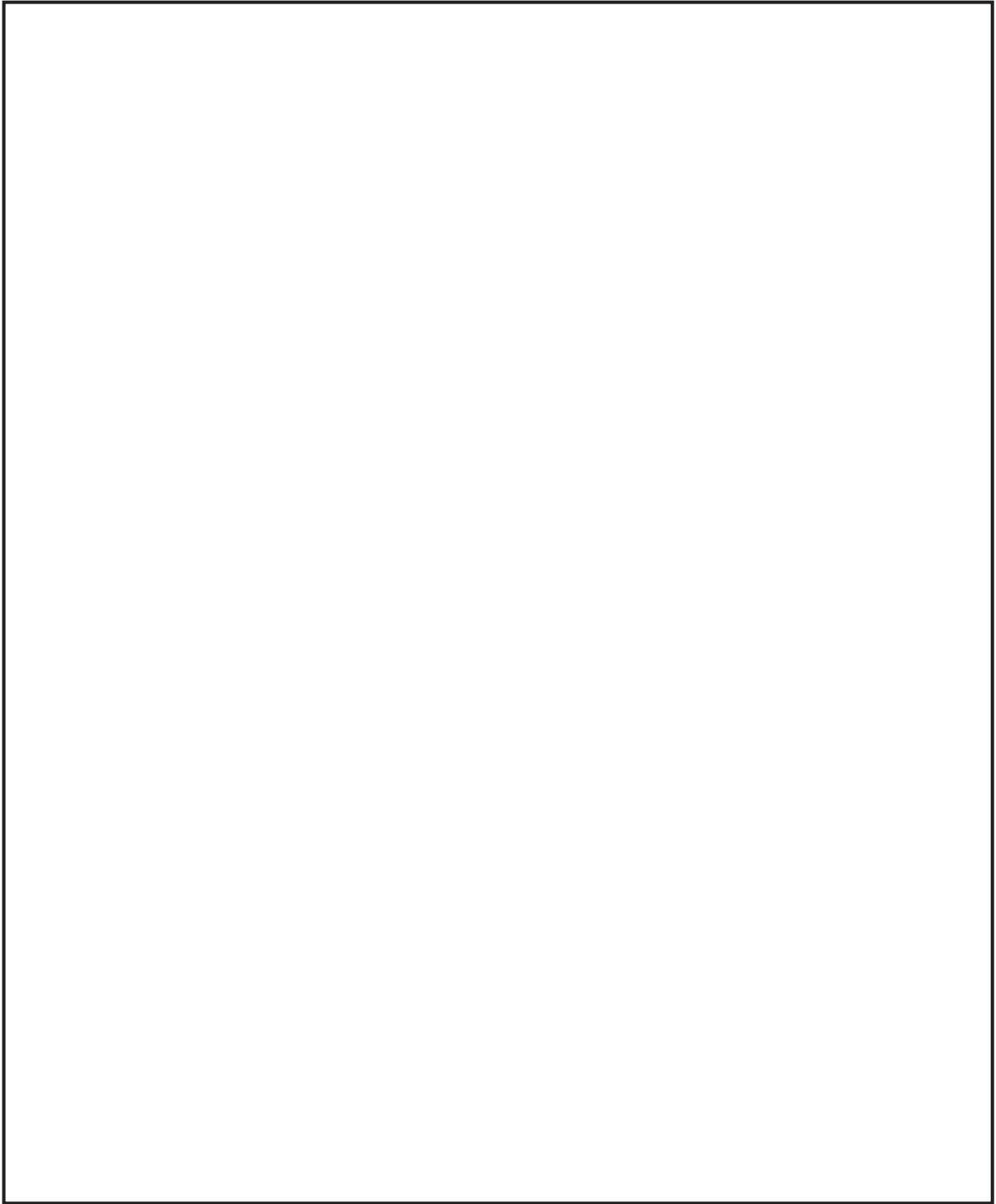


第 1.18－1 図 機能喪失原因対策分析
(緊急時対策所全交流動力電源喪失)



第 1.18－4 図 緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置設置場所

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.18－5 図 緊急時対策所加圧設備（空気ボンベ）設置場所

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第1.18－10図 緊急時対策所 見取り図

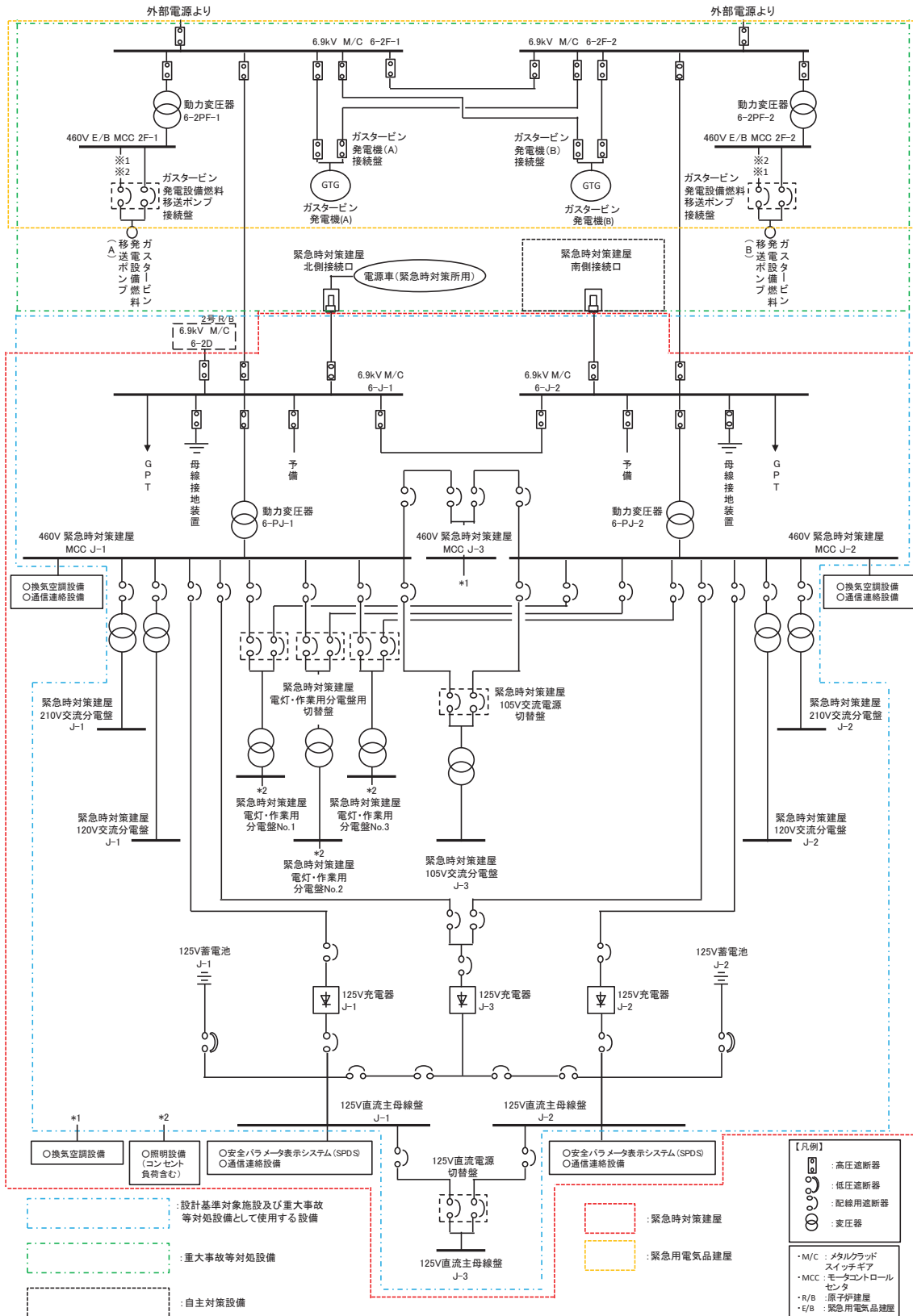
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

手順の項目		要員(数)		経過時間(分)						対応手段	備考	
				1	2	3	4	5	6			
				▽非常用送風機運転開始								
緊急時対策所加圧設備 (空気ボンベ) から緊急時対策所非常用送風機への切替手順		保修班 1										
				換気空調系操作盤へ移動								②
				操作パネル切替操作								③
								差圧確認				

第1.18-11図 緊急時対策所加圧設備（空気ボンベ）から緊急時対策所非常用送風機への切替え タイムチャート

		経過時間（分）						対応手段	備考
		1	2	3	4	5	6		
手順の項目	要員(数)	▽換気空調系切替							
緊急時対策所 換気空調系の 切替手順	保修班	1	換気空調系操作盤へ移動						
			操作パネル切替操作					②	
			差圧確認					③	

第1.18－14 図 緊急時対策所換気空調系切替手順タイムチャート



第1.18-15図 緊急時対策所 給電系統概要図

手順の項目	要員（数）	経過時間（分）								対応手段	備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80			
		電源車（緊急時対策所用）給電 電源車（緊急時対策所用）によるM/C J系受電 25分 30分										
電源車（緊急時対策所用）によるM/C J系受電の場合	重大事故等対応要員A	1	M/C J系受電前準備操作※1								②	
	重大事故等対応要員B,C	2	電源車（緊急時対策所用）起動※2		M/C J系受電操作、受電確認※1						③	
			電源車（緊急時対策所用）給電※3								④	

※1 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※2 電源車の起動の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※3 電源車の給電の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

第1.18－16図 電源車（緊急時対策所用） 起動操作タイムチャート

追補1「1.19」を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
1.19-3	下11～下9	<u>技術的能力審査基準</u> （以下「 <u>審査基準</u> 」という。）だけでなく、 <u>設置許可基準規則</u> 第六十二条及び <u>技術基準規則</u> 第七十七条（以下「 <u>基準規則</u> 」という。）の	<u>「技術的能力審査基準」</u> （以下「 <u>審査基準</u> 」という。）だけでなく、 <u>「設置許可基準規則」</u> 第六十二条及び <u>「技術基準規則」</u> 第七十七条（以下「 <u>基準規則</u> 」という。）の
1.19-3	下5	<u>審査基準</u> 及び <u>基準規則</u> の	<u>「審査基準」</u> 及び <u>「基準規則」</u> の
1.19-5	上11	<u>審査基準</u> 及び <u>基準規則</u> に	<u>「審査基準」</u> 及び <u>「基準規則」</u> に
1.19-7	上13	<u>審査基準</u> 及び <u>基準規則</u> に	<u>「審査基準」</u> 及び <u>「基準規則」</u> に
1.19-26	上1と上2の間	（記載追加）	対応手段，対処設備，手順書一覧
1.19-27	上1と上2の間	（記載追加）	対応手段，対処設備，手順書一覧
1.19-28	上1	第1.19-3表 <u>審査基準</u> における要求事項ごとの給電対象設備	第1.19-3表 <u>「審査基準」</u> における要求事項ごとの給電対象設備

なお，頁は，令和元年9月19日付け，東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

添付書類十（追補2）の一部補正

追補 2. I の一部補正

追補 2. I を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
1-12	下 9	(8) 複数の緩和機能喪失	(8) 複数の安全機能喪失
1-12	下 7～下 5	大規模な津波により敷地内及び建屋内へ浸水し、複数の緩和機能喪失が発生した場合であっても、	大規模な津波により敷地内及び建屋内へ浸水し、複数の安全機能喪失が発生した場合であっても、
1-14	下 12	建屋内へ浸水することで複数の緩和機能が喪失し、	建屋内へ浸水することで複数の安全機能が喪失し、
1-17	上 7～上 8	建屋内への浸水についても、複数の緩和機能が全て喪失するほどの損傷が生じることは考えにくく、	建屋内への浸水についても、複数の安全機能が全て喪失するほどの損傷が生じることは考えにくく、
1-39		第1-5表 イベントツリーにより抽出される事故シーケンス (2/2)	別紙-追補2. I -1に変更する。
1-40		第1-6表 P R A結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討	別紙-追補2. I -2に変更する。
1-48		第1-1図 事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス	別紙-追補2. I -3に変更する。
1-55		第1-5図 津波レベル 1 P R Aイベントツリー	別紙-追補2. I -4に変更する。
1-56		第1-7図 事故シーケンスグループ別の寄与割合	別紙-追補2. I -5に変更する。
別紙1-10	上 4	津波特有の事象として「複数の緩和機能喪失」の発生が挙げられるが、	津波特有の事象として「複数の安全機能喪失」の発生が挙げられるが、

なお、頁は、令和元年 9 月 19 日付け、東北電原技第 3 号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
別紙1-14		表2 運転停止中における各外部事象で発生する起回事象及び事故シーケンスの抽出結果	別紙-追補2. I-6に変更する。
別紙1-27		過酷な自然現象により考え得る起回事象等 (2/11)	別紙-追補2. I-7に変更する。
別紙1-29		過酷な自然現象により考え得る起回事象等 (4/11)	別紙-追補2. I-8に変更する。
別紙1-30		過酷な自然現象により考え得る起回事象等 (5/11)	別紙-追補2. I-9に変更する。
別紙1-43	下11	及び、	及び
別紙1-43	下7	及び、	及び
別紙1-44	上9	及び、	及び
別紙1-52	上9	及び、	及び
別紙1-52	上10	及び、	及び
別紙1-53	上5	及び、	及び
別紙1-62	上11	及び、	及び
別紙2-1	下9	9. 複数の緩和機能喪失	9. 複数の安全機能喪失
別紙2-12	下5	9. 複数の緩和機能喪失	9. 複数の安全機能喪失
別紙3-4		表1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例の比較 (1/7)	別紙-追補2. I-10に変更する。
別紙3-5		表1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例の比較 (2/7)	別紙-追補2. I-11に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
別紙3-6		表1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例の比較 (3/7)	別紙-追補2. I-12に変更する。
別紙3-8		表1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例の比較 (5/7)	別紙-追補2. I-13に変更する。
別紙3-9		表1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例の比較 (6/7)	別紙-追補2. I-14に変更する。
別紙3-10		表1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例の比較 (7/7)	別紙-追補2. I-15に変更する。
別紙6-8	上7	・全交流_電源喪失+HPC <u>S失敗</u> (長期TB)	・全交流 <u>動力</u> 電源喪失_ (長期TB)
別紙6-8	上8	「全交流_電源喪失+HPC S失敗」	「全交流 <u>動力</u> 電源喪失+H PC S失敗」
別紙6-8	下10	・全交流動力電源喪失+ <u>S RV再閉失敗+HPC S失 敗</u> (TBP)	・全交流動力電源喪失_ (T BP)
別紙6-9	上2	・全交流動力電源喪失+ <u>高 圧注水失敗</u> (TBU)	・全交流動力電源喪失_ (T BU)
別紙6-9	上10	・全交流動力電源喪失+ <u>直 流電源喪失+HPC S失 敗</u> (TBD)	・全交流動力電源喪失_ (T BD)
別紙6-10	上2～上4	建屋内への大量浸水が発生し、緩和設備に期_できず、複数の緩和機能が喪失して炉心損傷に至る「複数の <u>緩和機能喪失</u> 」のみが抽出されるため、	建屋内への大量浸水が発生し、緩和設備に <u>期待</u> できず、複数の <u>安全機能</u> が喪失して炉心損傷に至る「複数の <u>安全機能喪失</u> 」のみが抽出されるため、
1.2.1-44	上5	及び_	及び_

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.2.2-11	上12	複数の緩和機能が喪失し	複数の安全機能が喪失し
1.2.2-12	上7	a. 複数の緩和機能喪失	a. 複数の安全機能喪失
1.2.2-12	上10～上11	(複数の緩和機能喪失)	(複数の安全機能喪失)
1.2.2-13	上4	複数の緩和機能が喪失し	複数の安全機能が喪失し
1.2.2-13	上7～上8	「複数の緩和機能喪失」	「複数の安全機能喪失」
1.2.2-13	上10	複数の緩和機能喪失が	複数の安全機能喪失が
1.2.2-13	上12	複数の緩和機能喪失が	複数の安全機能喪失が
1.2.2-13	下12	1) 複数の緩和機能喪失（津波分類B）	1) 複数の安全機能喪失（津波分類B）
1.2.2-13	下8	複数の緩和機能喪失となり	複数の安全機能喪失となり
1.2.2-14	上3～上4	複数の緩和機能喪失（津波分類B）	複数の安全機能喪失（津波分類B）
1.2.2-14	上6	複数の緩和機能喪失となり	複数の安全機能喪失となり
1.2.2-20		第1.2.2.a-3表 津波による事故シナリオの分析(2/2)	別紙-追補2. I-16に変更する。
1.2.2-24		第1.2.2.c-1表 建屋・機器フラジリティ評価結果(1/2)	別紙-追補2. I-17に変更する。
1.2.2-25		第1.2.2.c-1表 建屋・機器フラジリティ評価結果(2/2)	別紙-追補2. I-18に変更する。
1.2.2-26		第1.2.2.d-1表 津波高さによるシナリオ分類	別紙-追補2. I-19に変更する。
1.2.2-27		第1.2.2.d-2表 事故シナリオグループ	別紙-追補2. I-20に変更する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補正前	補正後
1.2.2-29		第1.2.2.d-4表 起因事象 毎の炉心損傷頻度	別紙-追補2. I -21に変更 する。
1.2.2-30		第1.2.2.d-5表 事故シ ェンスグループ毎の炉心損 傷頻度	別紙-追補2. I -22に変更 する。
1.2.2-39		第1.2.2.d-3図 事故シ ェンスグループ毎の全炉心 損傷頻度への寄与割合	別紙-追補2. I -23に変更 する。

なお、頁は、令和元年9月19日付け、東北電原技第3号で一部補正した頁を示す。

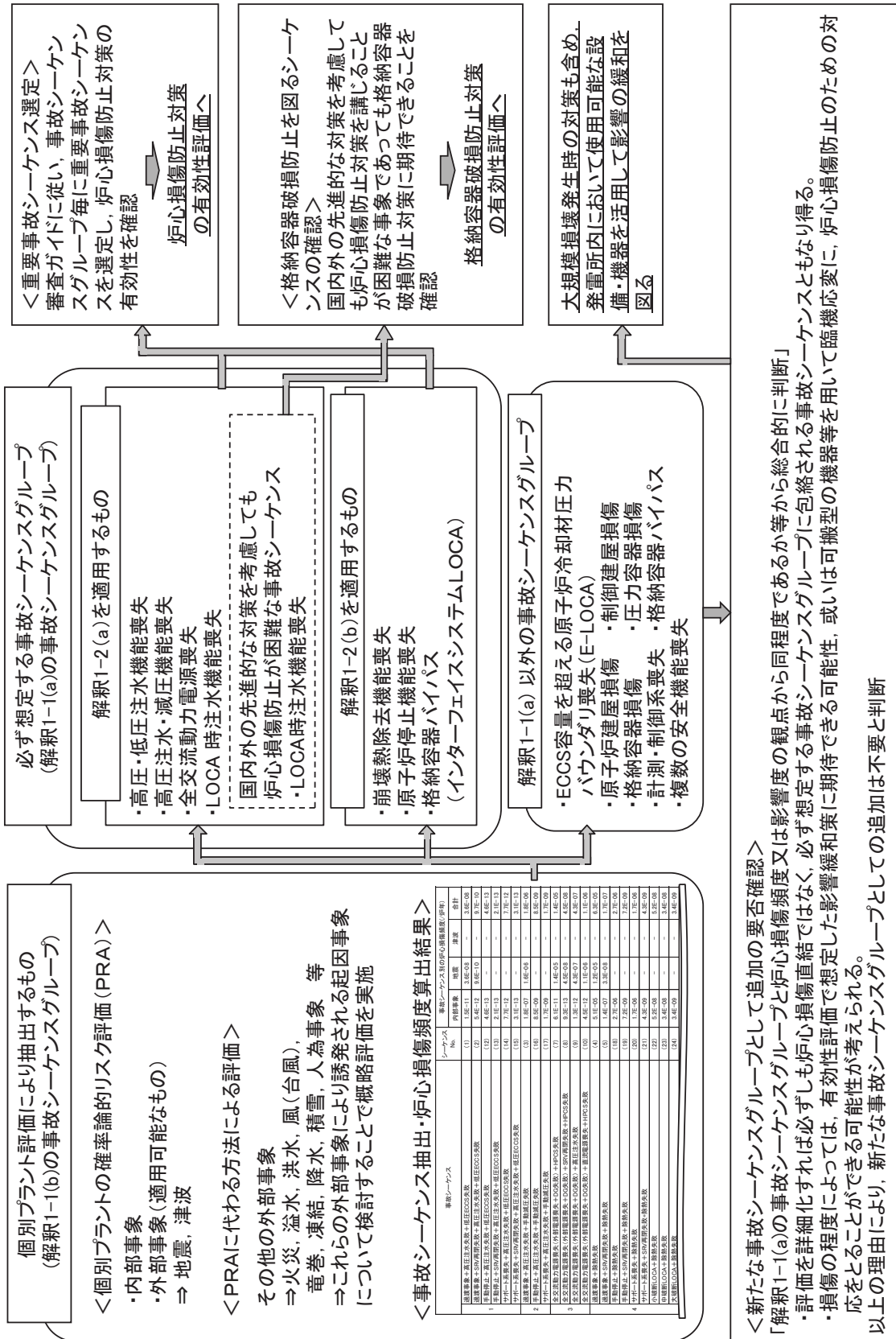
第 1－5 表 イベントツリーにより抽出される事故シーケンス (2/2)

起回事象	イベントツリーより抽出される事故シーケンス	内部	地震	津波	シーケンス No.
冷却材喪失事象	小破断 LOCA＋除熱失敗	○	－	－	(22)
	中破断 LOCA＋除熱失敗	○	－	－	(23)
	大破断 LOCA＋除熱失敗	○	－	－	(24)
	小破断 LOCA＋原子炉停止失敗	○	－	－	(25)
	中破断 LOCA＋原子炉停止失敗	○	－	－	(26)
	大破断 LOCA＋原子炉停止失敗	○	－	－	(27)
	小破断 LOCA＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗	○	－	－	(28)
	小破断 LOCA＋高圧注水失敗＋原子炉自動減圧失敗	○	－	－	(29)
	中破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗	○	－	－	(30)
	中破断 LOCA＋HPCS 失敗＋原子炉自動減圧失敗	○	－	－	(31)
	大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗	○	－	－	(32)
ISLOCA	ISLOCA	○	－	－	(33)
地震起回事象	原子炉建屋損傷	－	○	－	(34)
	制御建屋損傷	－	○	－	(35)
	格納容器損傷	－	○	－	(36)
	圧力容器損傷	－	○	－	(37)
	ECCS 容量を超える原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (E-LOCA)	－	○	－	(38)
	計測・制御系喪失	－	○	－	(39)
	格納容器バイパス	－	○	－	(40)
津波起回事象	複数の安全機能喪失	－	－	○	(41)

第1-6表 PRA結果に基づく新たな事故シナリオグループの検討

シナリオ No.	事故シナリオ別の炉心損傷頻度(炉年)			炉心損傷に至る 主要因	グループ別 炉心損傷頻度 (炉年)	全炉心損傷頻度 に対する割合	解釈1-(a)の 事故シナリオ グループ	規則解釈				
	内部事象	地震	津波						合計			
1	通過事象+高圧注水失敗+低圧ECGS失敗	(1) 1.5E-11	3.6E-08	-	3.6E-08	<0.1%	高圧・低圧注水 機能喪失	1-2(a)				
	通過事象+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧ECGS失敗	(2) 5.4E-12	9.6E-10	-	9.7E-10	<0.1%						
	手動停止+高圧注水失敗+低圧ECGS失敗	(12) 4.6E-13	-	-	4.6E-13	<0.1%						
	手動停止+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧ECGS失敗	(13) 2.1E-13	-	-	2.1E-13	<0.1%						
	サブト-系喪失+高圧注水失敗+低圧ECGS失敗	(14) 7.7E-12	-	-	7.7E-12	<0.1%						
	サブト-系喪失+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧ECGS失敗	(15) 3.1E-13	-	-	3.1E-13	<0.1%						
	通過事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗	(3) 1.8E-07	1.6E-06	-	1.8E-06	2.0%						
	手動停止+高圧注水失敗+手動減圧失敗	(16) 8.5E-09	-	-	8.5E-09	<0.1%						
	サブト-系喪失+高圧注水失敗+手動減圧失敗	(17) 1.7E-09	-	-	1.7E-09	<0.1%						
	2	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗	(7) 6.1E-11	1.4E-05	-	1.4E-05			15.4%	原子炉減圧に 失敗	1-2(a)	
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗		(8) 9.3E-13	4.5E-08	-	4.5E-08	<0.1%						
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗		(9) 1.3E-12	4.3E-07	-	4.3E-07	0.5%						
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流通電源喪失+HPCS失敗		(10) 4.5E-12	1.1E-06	-	1.1E-06	1.2%						
通過事象+除熱失敗		(4) 5.1E-05	1.2E-05	-	6.3E-05	70.3%						
通過事象+SRV再閉失敗+除熱失敗		(5) 1.4E-07	3.3E-08	-	1.7E-07	0.2%						
手動停止+除熱失敗		(18) 2.7E-06	-	-	2.7E-06	3.0%						
手動停止+SRV再閉失敗+除熱失敗		(19) 7.2E-09	-	-	7.2E-09	<0.1%						
サブト-系喪失+除熱失敗		(20) 1.7E-06	-	-	1.7E-06	1.9%						
サブト-系喪失+SRV再閉失敗+除熱失敗		(21) 4.3E-09	-	-	4.3E-09	<0.1%						
3	小破断LOCA+除熱失敗	(22) 5.2E-08	-	-	5.2E-08	<0.1%	格納容器からの 除熱に失敗	1-2(b)				
	中破断LOCA+除熱失敗	(23) 3.4E-08	-	-	3.4E-08	<0.1%						
	大破断LOCA+除熱失敗	(24) 3.4E-09	-	-	3.4E-09	<0.1%						
	通過事象+原子炉停止失敗	(6) 3.9E-09	8.0E-07	-	8.0E-07	0.9%						
	小破断LOCA+原子炉停止失敗	(25) 5.0E-12	-	-	5.0E-12	<0.1%						
	中破断LOCA+原子炉停止失敗	(26) 3.3E-12	-	-	3.3E-12	<0.1%						
	大破断LOCA+原子炉停止失敗	(27) 3.3E-13	-	-	3.3E-13	<0.1%						
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗+原子炉停止失敗 ^{※1}	(11) -	8.1E-07	-	8.1E-07	0.9%						
	小破断LOCA+高圧注水失敗+低圧ECGS失敗	(28) 6.3E-15	-	-	6.3E-15	<0.1%						
	中破断LOCA+高圧注水失敗+原子炉自動減圧失敗	(29) 4.9E-14	-	-	4.9E-14	<0.1%						
4	中破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECGS失敗	(30) 4.2E-13	-	-	4.2E-13	<0.1%	原子炉冷却材の 喪失	1-2(a)				
	中破断LOCA+HPCS失敗+原子炉自動減圧失敗	(31) 2.8E-12	-	-	2.8E-12	<0.1%						
	大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECGS失敗	(32) 4.2E-14	-	-	4.2E-14	<0.1%						
	E-LOCA ^{※2}	(38) -	8.0E-07	-	8.0E-07	0.9%						
	インターフェイスシステムLOCA(ISLOCA)	(33) 2.4E-09	-	-	2.4E-09	<0.1%						
	原子炉建屋損傷 ^{※2}	(34) -	4.8E-08	-	4.8E-08	<0.1%						
5	制御建屋損傷 ^{※2}	(35) -	1.9E-07	-	1.9E-07	0.2%	格納容器からの漏洩 配管からの漏洩	格納容器/パイプ (ISLOCA)				
	格納容器損傷 ^{※2}	(36) -	5.2E-07	-	5.2E-07	0.6%						
	圧力容器損傷 ^{※2}	(37) -	4.1E-07	-	4.1E-07	0.5%						
	計測・制御系喪失 ^{※2}	(39) -	3.7E-07	-	3.7E-07	0.4%						
	格納容器パイプ ^{※2}	(40) -	1.0E-07	-	1.0E-07	0.1%						
	種数の安全機能喪失 ^{※2}	(41) -	7.9E-07	7.9E-07	7.9E-07	0.8%						
	合計	5.5E-05	3.3E-05	7.9E-07	8.9E-05	-			2.4E-09	<0.1%	2.4E-09	<0.1%
	原子炉建屋損傷 ^{※2}	(34)	4.8E-08	-	4.8E-08	<0.1%			4.8E-08	<0.1%		
制御建屋損傷 ^{※2}	(35)	1.9E-07	-	1.9E-07	0.2%	1.9E-07	0.2%					
格納容器損傷 ^{※2}	(36)	5.2E-07	-	5.2E-07	0.6%	5.2E-07	0.6%					
圧力容器損傷 ^{※2}	(37)	4.1E-07	-	4.1E-07	0.5%	4.1E-07	0.5%					
計測・制御系喪失 ^{※2}	(39)	3.7E-07	-	3.7E-07	0.4%	3.7E-07	0.4%					
格納容器パイプ ^{※2}	(40)	1.0E-07	-	1.0E-07	0.1%	1.0E-07	0.1%					
種数の安全機能喪失 ^{※2}	(41)	7.9E-07	7.9E-07	7.9E-07	0.8%	7.9E-07	0.8%					

ハッチング：地震、津波特有の事象で、解釈に基づき想定する事故シナリオグループと直接的に対応しないもの。
 ※1 地震発生と同時に最大の加速度を受けるものとして評価している地震レベル IPRA の設定上抽出されたものであるが、地震時の挙動を現実的に想定すると、基準地震動よりも十分小さな加速度でスクラム信号「地震加速度大」が発信され、炉内構造物が損傷する加速に達する前に制御棒の挿入が完了すると考えられることから、現実的には発生し難いと見え、炉心損傷防止対策の有効性を確認する対象に該当しないと判断したシナリオ。
 ※2 解釈1-1(a)の必ず想定する事故シナリオグループに該当しないが、安全機能喪失時の対策の有効性を評価するためのシナリオとしてでは適当でないと判断し、新たに追加するシナリオとしないこととしたシナリオ。



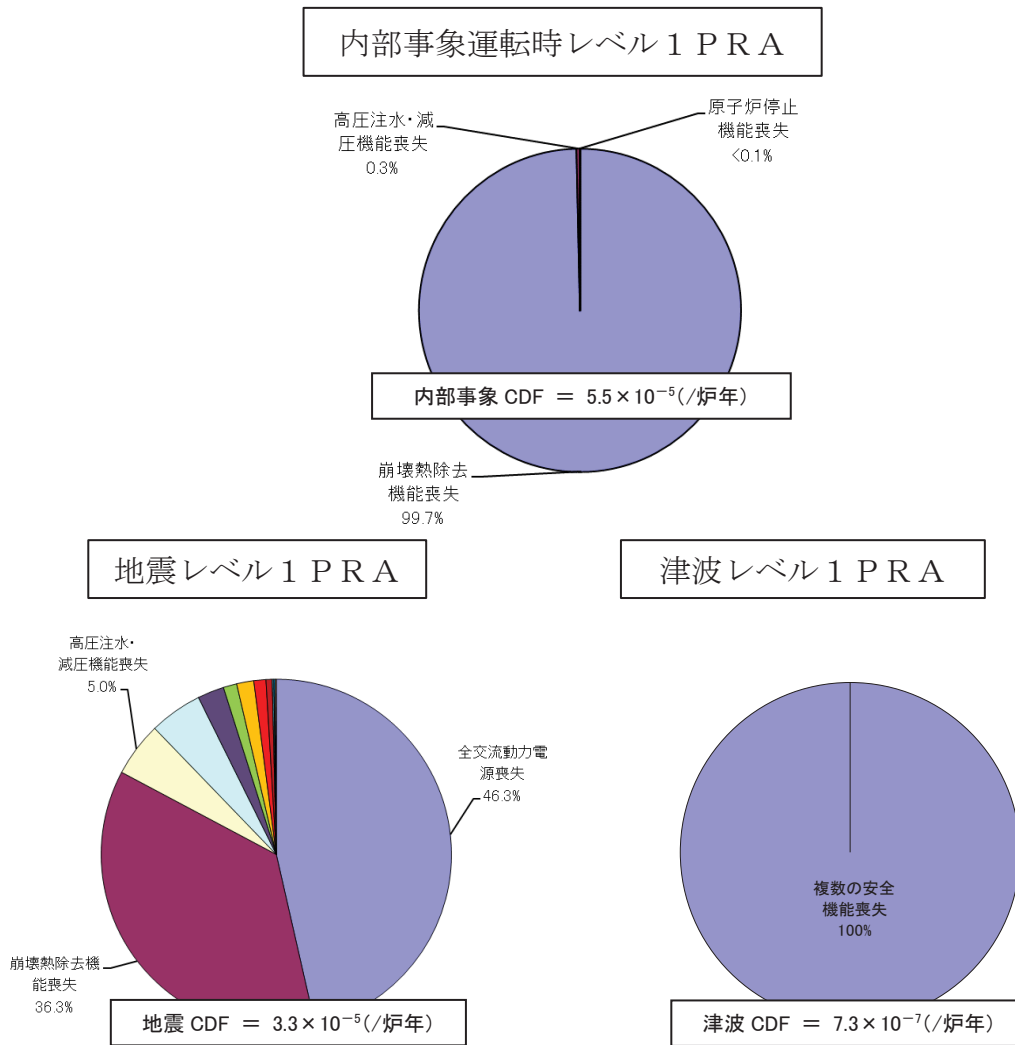
第1-1 図 事故シケンスグループ抽出及び重要事故シケンス選定の全体プロセス

津波	原子炉建屋又は制御 建屋内への浸水 (0. P. +33. 9m※1～)	タービン建屋内への浸水 (0. P. +29m～0. P. +33. 9m※1)	発生する起因事象	事故シナケケンス	事故シナケケンス グループ	シナケケンス No.
	なし	なし	—	内部事象 P R A の範疇	内部事象 P R A の範疇	
	あり	あり	外部電源喪失	—※2	—※2	
	あり		敷地及び建屋内浸水	複数の安全機能喪失	—	(41)

※1 0. P. +33. 9mの津波に対して防潮堤が機能喪失せず耐性を確保できることを確認。(別紙7)

※2 外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であるため、地震による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シナケケンスと同等であることから、地震PRAに包含される。

第 1-5 図 津波レベル 1 P R A イベントツリー



第1-7図 事故シーケンスグループ別の寄与割合

表 2 運転停止中における各外部事象で発生する起因事象及び事故シナクセスの抽出結果

起因事象	外部事象	地震	津波	内部火災・内部溢水	その他の外部事象	主な炉心損傷防止対策
崩壊熱除去機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却系の損傷 残留熱除去系の損傷 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却海水系の機能喪失 原子炉建屋内浸水による残留熱除去系の機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却系ポンプの機能喪失等 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却海水系の機能喪失（竜巻，落雷） 	<ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備 原子炉補機代替冷却水系 低圧代替注水系（常設・可搬型） 	
外部電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備（送受電設備）の損傷※1 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備（送受電設備）の水没※1 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備（送受電設備）の機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備（送受電設備）の機能喪失（竜巻，凍結，積雪，落雷，火山の影響，森林火災） 		
原子炉冷却材の流出	—※2	—	—	—	—	
反応度の誤投入	—	—	—	—	—	
直接炉心損傷に至る事象	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋損傷 制御建屋損傷 格納容器損傷 圧力容器損傷 E-LOCA 計測・制御系喪失 格納容器バイパス 	<ul style="list-style-type: none"> 複数の安全機能喪失 	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 出力運転中の地震 PRA 及び津波 PRA に基づき，直接炉心損傷に至る可能性のある起因事象を抽出しているが，別紙 2 に示すとおり，評価方法にはかなりの保守性を有し，かつ，大きな不確かさを有する。出力運転中の取り扱いと同様，機能維持した設計基準事故対処設備及び炉心損傷防止対策を柔軟に活用し影響緩和を図ることで対応すべきものと考える。 	

※1 出力運転時 PRA では交流電源故障・直流電源故障を起因事象として取り扱っているが，停止時 PRA では緩和系として取り扱っているため起因事象の抽出の対象としな
い(事故シナクセスとしては全交流動力電源喪失を設定)。

※2 原子炉冷却材圧カバウンドリ喪失は「E-LOCA」として直接炉心損傷に至る事象に整理する。

過酷な自然現象により考え得る起回事象等 (2/11)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価
6	積雪 ※詳細は補足1-2 参照	荷重 荷重 (堆積)	想定される起回事象等 原子炉建屋の天井が積雪荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却水系のサージタンクが物理的に損傷し、機能喪失することで、原子炉補機冷却水系が喪失し、「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ。 原子炉建屋附属棟屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している非常用ディーゼル発電設備燃料ダイタンクが全数機能喪失した場合で、かつ外部電源喪失に至っているとすると、非常用ディーゼル発電機の機能喪失により「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。 タービン建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置しているタービンや発電機に影響が及び「非隔離事象」に至るシナリオ。 タービン建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置しているタービン補機冷却水サージタンクに影響が及び「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。 制御建屋の天井が積雪荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的又は積雪（雪融け水含む）の影響により機能喪失し、計測・制御系機能喪失に至るシナリオ。その後、中央制御室の下階に位置している直流電源設備が内部溢水により機能喪失に至るシナリオ。 軽油タンク室頂版が積雪荷重により崩落した場合に、軽油タンク機能喪失に至り、外部電源喪失が発生している状況においては、非常用ディーゼル発電設備（燃料ダイタンク）の燃料枯渇により、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。 275kV開閉所、66kV開閉所、変圧器が積雪荷重により崩落し、外部電源系に影響が及び「外部電源喪失」に至るシナリオ。 復水貯蔵タンク天板が積雪荷重により崩落し、保有水が喪失した場合、復水補給水系の喪失により「計画外停止」に至るシナリオ。 積雪荷重により原子炉補機冷却海水ポンプ用電動機及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ用電動機が損傷した場合、非常用ディーゼル発電機等が機能喪失し、送電線への着雪に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。

過酷な自然現象により考え得る起因事象等 (4/11)

No	自然現象	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
		設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起因事象等
7	高潮	浸水	津波の評価に包絡される。 原子炉建屋の天井が降下火砕物堆積荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却水系のサージタンクが物理的に損傷し、機能喪失すること で、原子炉補機冷却水系が喪失し、「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ。 原子炉建屋附属棟屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している非常用ディーゼル発電設備燃料デイトランクの全数機能喪失した場合で、かつ外部電源喪失に至っているとすると、非常用ディーゼル発電機の機能喪失により「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。 原子炉建屋附属棟屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している原子炉建屋排気隔離弁の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ。
8	火山の影響 ※詳細は補足1-3 参照	荷重 荷重 (堆積)	原子炉建屋附属棟屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置しているタービンや発電機に影響が及び「非隔離事象」に至るシナリオ。また、タービン補機冷却水サージタンクに影響が及び「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。 制御建屋の天井が降下火砕物堆積荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室内設備が物理的に損傷し、「計測・制御系機能喪失」に至るシナリオ。 降下火砕物による堆積荷重により原子炉補機冷却海水ポンプ用電動機及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ用電動機が損傷した場合、非常用ディーゼル発電機等が機能喪失し、送電線への降下火砕物の付着に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。 軽油タンク室頂版が降下火砕物堆積荷重により崩落した場合に、軽油タンクの機能喪失に至り、外部電源喪失が発生している状況下においては、非常用ディーゼル発電設備（燃料デイトランク）の燃料枯渇により、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。

過酷な自然現象により考え得る起因事象等 (5/11)

No	自然現象	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
		設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起因事象等
8	火山の影響 ※詳細は補足1-3 参照	荷重	275kV開閉所, 66kV開閉所, 変圧器が降下火砕物による堆積荷重により崩落し, 外部電源系に影響が及び「外部電源喪失」に至るシナリオ。 復水貯蔵タンク天板が降下火砕物による堆積荷重により崩落し, 保有水が喪失した場合, 補給水系の喪失により「計画外停止」に至るシナリオ。 降下火砕物による堆積荷重により原子炉補機冷却海水ポンプが損傷した場合, 「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ。 降下火砕物による堆積荷重により高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプが損傷した場合, 「計画外停止」に至るシナリオ。 降下火砕物による堆積荷重によりタービン補機冷却海水ポンプが損傷した場合, 「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。 降下火砕物による堆積荷重により循環水ポンプが損傷した場合, 復水器真空度喪失による「隔離事象」に至るシナリオ。
		閉塞 (海水系)	海水中の降下火砕物が高濃度な場合に, 熱交換器の伝熱管, 海水ポンプ軸受の閉塞による異常摩擦や海水ストレーナの自動洗浄能力を上回ることによる閉塞により, 海水系設備の機能喪失, 最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。 非常用ディーゼル発電機等の給気口, 吸気口が閉塞した場合, 非常用ディーゼル発電機等の機能喪失, 仮に外部電源喪失の同時発生を想定した場合, 「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。
	閉塞 (給気等) 摩擦	給気口等の閉塞 屋外機器の軸受摩擦	降下火砕物の吸込み又は給気口への堆積により原子炉補機冷却海水ポンプ用電動機の空気が閉塞した場合, 原子炉補機冷却海水系の機能喪失による「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ。 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ用電動機の空気が閉塞した場合, 高圧炉心スプレイ系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ。

表 1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例の比較 (1/7)

※：有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：自主対策設備 【 】：設計基準事故対処設備

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策にかかる設備又は操作					対策の概要
			女川2号炉	米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド	
1	高圧・低圧注水機能喪失	炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)※ ろ過水系 <u>制御棒駆動水系による進展抑制</u> <u>代替循環冷却系</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ディーゼル駆動消火ポンプ(燃料貯蔵タンク+燃料供給系有。水源：防火用水タンク、飲料水系) 高圧サービス水系(RHR 経由)(水源：池、非常用冷却塔) CRD ポンプ 復水ポンプ RHRSW (RHR 経由) 	<ul style="list-style-type: none"> 独立非常用系の中圧ポンプ(専用電源・専用ヒートシンク有) サービス水系(水源：河川) 復水系(給水ポンプバイパスライン追設) インターナルポンプ・シール水系 	—	<ul style="list-style-type: none"> 火災用ポンプ+プースターポンプ(専用電源有) 	<p>欧米では、注水ポンプの追加設置又は炉心注水機能を有さない既設ポンプに炉心注水機能を追加する等による炉心冷却手段を整備している。</p> <p>女川2号炉においては、原子炉隔離時冷却系とは別の蒸気駆動による高圧注水手段として高圧代替注水系による炉心冷却手段を整備する。また、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)として復水補給水系による炉心冷却手段を整備する。</p>
			<ul style="list-style-type: none"> 大容量送水ポンプ(タイプI) 	—	<ul style="list-style-type: none"> 可搬式消火ポンプ 	—	<ul style="list-style-type: none"> 可搬ポンプ導入 	<p>欧州では、炉心冷却手段として可搬型ポンプを整備している。</p> <p>女川2号炉においても同様に大容量送水ポンプ(タイプI)による低圧代替注水系(可搬型)を用いた炉心冷却手段を整備する。</p>
		最終ヒートシンク	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器フィルタベント系※ 耐圧強化ベント系 <u>代替循環冷却系</u> 	<ul style="list-style-type: none"> W/W ベント 原子炉冷却材浄化系によるS/P 除熱 	<ul style="list-style-type: none"> 独立非常用系の専用ヒートシンク フィルタベント 必須サービス水系による除熱(ヒートシンク：川、地下水、冷却塔) 	<ul style="list-style-type: none"> フィルタベント 	<ul style="list-style-type: none"> フィルタベント 代替最終ヒートシンクの導入 	<p>米国においては、大気を最終ヒートシンクとする耐圧強化ラインからのベントを整備している。また、欧州においては、河川、地下水、大気を最終ヒートシンクとする熱交換器やポンプ等を含む独立非常用系や大気を最終ヒートシンクとするフィルタ付きベントを整備している。</p> <p>女川2号炉においては、多重性及び独立性を考慮して、大気を最終ヒートシンクとする原子炉格納容器フィルタベント系、耐圧強化ベント系を整備する。</p>
		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機代替冷却水系 	—	—	—	—	<p>女川2号炉においては、海を最終ヒートシンクとする可搬型の原子炉補機代替冷却水系及び接続口を整備する。</p>	
		格納容器注水(格納容器スプレイ)	<ul style="list-style-type: none"> 復水移送ポンプ 大容量送水ポンプ(タイプI)※ 	<ul style="list-style-type: none"> ディーゼル駆動消火ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> サービス水系(D/W, W/W スプレイ可) 可搬型消火ポンプ(S/P 注水) 	<ul style="list-style-type: none"> ディーゼル駆動バックアップポンプ 消防車 	<ul style="list-style-type: none"> 火災防護系によるスプレイ(専用電源有、外部水源使用可) 	<p>欧米では、注水ポンプの追設又は格納容器注水機能を有さない既設ポンプに格納容器注水機能を追加する等による格納容器注水手段を整備している。</p> <p>女川2号炉においては、復水移送ポンプ及び大容量送水ポンプ(タイプI)を用いた原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器注水手段を整備する。</p>
		給水源	<ul style="list-style-type: none"> CST への水の補給 -淡水貯水槽※ -海水 -ろ過水タンク -純水タンク -原水タンク 	<ul style="list-style-type: none"> CST への水の補給 -処理水：脱塩水貯蔵タンク、復水器 H/W, 燃料プール、他ユニット貯蔵タンク -非処理水：消火用水系、公共の消火水、水道水等 -RWST からの補給 -他ユニット CST からの補給 防火用水タンク 飲料水系 	<ul style="list-style-type: none"> CST への補給 -消火水系からの補給 	<ul style="list-style-type: none"> 脱塩水タンクへの補給 -脱塩水系からの補給 -消火系からの補給 消火系への補給 -純水系からの補給(重力による移送) 	<ul style="list-style-type: none"> 脱塩水タンク(既設設備の水源)への補給 -消火系からの補給 Korvensuo 原水池(火災系の水源) 	<p>欧米においては、淡水タンクのほか、河川やため池等の代替補給水源からの給水が可能である。</p> <p>女川2号炉においては、淡水貯水槽、海水、ろ過水タンク、純水タンク及び原水タンクからの復水貯蔵タンクへの水補給が可能である。</p>
まとめ	<p>上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、女川2号炉においても整備されていることを確認した。なお、ドイツの独立非常用系については、事故シナリオの特定が困難な航空機衝突、毒ガスの放出、テロリストの攻撃等のような破滅的事象を想定した系統であり、また国内では特定重大事故対処施設に相当する設備であることから、重大事故等対処設備に相当するものではない。</p>							

表1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例の比較 (2/7)

※：有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：自主対策設備 【 】：設計基準事故対処設備

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策にかかる設備又は操作					対策の概要	
			女川2号炉	米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド		
2	高圧注水・減圧機能喪失	炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> 【・低圧注水系※】 【・低圧炉心スプレイ系※】 ・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系(常設) (復水移送ポンプ) ・ろ過水系 ・代替循環冷却系 ・大容量送水ポンプ(タイプI) 	1と同様	1と同様	—	1と同様	1と同様	
		原子炉減圧	<ul style="list-style-type: none"> ・代替自動減圧機能※ ・減圧機能の信頼性向上 -高圧窒素ガス供給系(非常用) -窒素供給圧の調整機能 -電源車からの給電 -SA 環境を考慮したケーブル性能の確保 	<ul style="list-style-type: none"> ・過渡時減圧自動化ロジック ・減圧機能の信頼性向上 -ADS 作動のための追加電源(DC)の設置 -ADS 作動のための窒素ポンベの設置 -ADS 作動のためのケーブル性能の確保^{注)} 	<ul style="list-style-type: none"> ・多重化炉容器減圧系(S/R 弁 11 弁のうち3弁に電動弁によるバイパスライン設置) 	<ul style="list-style-type: none"> ・過渡時の減圧自動ロジック 	<ul style="list-style-type: none"> ・減圧機能の信頼性向上 -SRV へのバックアップ用窒素ポンベ -消火系からの水圧による開 	<p>欧米においては、過渡事象時の減圧自動化ロジックを整備するとともに、S/R 弁駆動用の予備窒素ポンベや電源の整備等による減圧機能の信頼性向上手段を整備している。また、米国ではシビアアクシデント時の温度環境下において、減圧機能に必要なケーブルが機能を維持できることを評価している。</p> <p>女川2号炉においても、過渡事象時の代替自動減圧回路の設置や、S/R 弁駆動用の高圧窒素ガス供給系(非常用)や電源の整備、SA 環境におけるケーブル性能の確保等による減圧機能の信頼性向上手段を整備する。</p>	
		最終ヒートシンク	<ul style="list-style-type: none"> 【・残留熱除去系※】 ・原子炉格納容器フィルタベント系 ・耐圧強化ベント系 ・代替循環冷却系 ・原子炉補機代替冷却水系 	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
		給水源	1と同様	—	—	—	—	1と同様	1と同様
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、女川2号炉においても整備されていることを確認した。						

注) 本件は、米国において NRC の要請によって実施された、内的事象に対する個別プラント評価(IPE)に関連して、NRC より出された Generic Letter 88-20 追補1の添付2より抽出したもの

表 1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例の比較 (3/7)

※：有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：自主対策設備 【 】：設計基準事故対処設備

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策にかかわる設備又は操作					対策の概要
			女川2号炉	米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド	
3	全交流動力電源喪失	炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系※ (手動起動含む) 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) ※ 低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水ポンプ) 高圧代替注水系 (手動起動含む) ろ過水系 代替循環冷却系 	<ul style="list-style-type: none"> ディーゼル駆動消防ポンプ(燃料貯蔵タンク+燃料供給系有。水源：防火用水タンク，飲料水系) SBOの影響を受けないポンプによるサービス水系から給水系を通っての注水(水源：河川，湖，貯水池，海など) 原子炉隔離時冷却系の手動起動(大規模損壊) 	<ul style="list-style-type: none"> 独立非常用系の中圧ポンプ(専用電源・専用ヒートシンク有) 	1と同様	1と同様	<p>全交流動力電源喪失を想定し，欧米では，電源に依存しない注水ポンプ又は専用の電源を有する注水ポンプの追設による全交流動力電源喪失時の注水手段を整備している。</p> <p>女川2号炉においては，電源に依存しない蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系，常設代替交流電源装置による復水補給水系への給電手段を整備する。また，電源対策が達成できない場合に備えて，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の手動起動手順を整備する。</p>
			<ul style="list-style-type: none"> 大容量送水ポンプ (タイプ I) 	1と同様	1と同様	—	1と同様	<p>欧州では，炉心冷却手段として可搬型ポンプを整備している。</p> <p>女川2号炉においても同様に大容量送水ポンプ(タイプ I)による低圧代替注水系 (可搬型)を用いた炉心冷却手段を整備する。</p>
		原子炉減圧	<ul style="list-style-type: none"> 減圧機能の信頼性向上 -高圧窒素ガス供給系 (非常用) -窒素供給圧の調整機能 -可搬型代替直流電源設備からの給電 	<ul style="list-style-type: none"> 減圧機能の信頼性向上 -ADS 作動のための追加電源 (DC) の設置 -ADS 作動のための窒素ポンプの設置 -ADS 作動のためのケーブル性能の確保 	2と同様	—	2と同様	<p>欧米においては，過渡事象時の減圧自動化ロジックを整備するとともに，SR 弁駆動用の予備窒素ポンプや電源の整備等による減圧機能の信頼性向上手段を整備している。</p> <p>女川2号炉においても，全交流動力電源喪失を想定して，S/R 弁駆動用の高圧窒素ガス供給系 (非常用) や電源の整備等による減圧機能の信頼性向上手段を整備する。</p>
		最終ヒートシンク	<ul style="list-style-type: none"> 【・残留熱除去系※】 原子炉格納容器フィルタベント系 耐圧強化ベント系 代替循環冷却系 原子炉補機代替冷却水系※ 	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
		給水源	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様

表1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例の比較 (5/7)

※：有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：自主対策設備 【 】：設計基準事故対処設備

分類	事故シーケンスグループ	想定する機能	重大事故等対策にかかる設備又は操作					対策の概要
			女川2号炉	米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド	
4-1	崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失)(SBO重量想定)	炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系※ ・低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)※ ・高圧代替注水系 ・ろ過水系 ・代替循環冷却系 	3と同様	3と同様	1と同様	1と同様	3と同様
			<ul style="list-style-type: none"> ・大容量送水ポンプ(タイプI) 	1と同様	1と同様	—	1と同様	
	原子炉減圧	<ul style="list-style-type: none"> ・減圧機能の信頼性向上 -高圧窒素ガス供給系(非常用) -窒素供給圧の調整機能 -可搬型代替直流電源設備からの給電 	3と同様	2と同様	—	2と同様	3と同様	
			最終ヒートシンク	<ul style="list-style-type: none"> 【・残留熱除去系※】 ・原子炉格納容器フィルタベント系 ・耐圧強化ベント系 ・代替循環冷却系 	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
	格納容器注水(格納容器スプレイ)	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機代替冷却水系※ 		—	—	—	—	—
		格納容器注水(格納容器スプレイ)	<ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプ ・大容量送水ポンプ(タイプI) 	1と同様	1と同様	—	1と同様	1と同様
	給水源		1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
	代替電源設備(交流電源)	<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 ・另炉間電源融通 	3と同様	3と同様	3と同様	3と同様	3と同様	
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、女川2号炉においても整備されていることを確認した。					

表 1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例の比較 (6/7)

※：有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：自主対策設備 【 】：設計基準事故対処設備

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策にかかる設備又は操作					対策の概要
			女川2号炉	米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド	
4-2	崩壊熱除去機能喪失 (RHR 機能喪失)	炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> 【・高圧炉心スプレイ系※】 ・原子炉隔離時冷却系※ ・高圧代替注水系 【・低圧炉心スプレイ系】 ・低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ) ・ろ過水系 ・代替循環冷却系 ・大容量送水ポンプ(タイプI) 	1と同様	1と同様	—	1と同様	1と同様
		原子炉減圧	<ul style="list-style-type: none"> ・減圧機能の信頼性向上 -高圧窒素ガス供給系(非常用) -窒素供給圧の調整機能 -可搬型代替直流電源設備からの給電 	3と同様	2と同様	—	2と同様	3と同様
		最終ヒートシンク	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器フィルタベント系※ ・耐圧強化ベント系 ・代替循環冷却系 	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
		格納容器注水(格納容器スプレイ)	<ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプ ・大容量送水ポンプ(タイプI)※ 	1と同様	1と同様	—	1と同様	1と同様
		給水源	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、女川2号炉においても整備されていることを確認した。なお、「 <u>「過渡事象+崩壊熱除去失敗」</u> (残留熱除去系の機能喪失) における欧米の対策状況について、可能な範囲において調査を実施したが、当該シナリオを想定した対策に関する情報はないことを確認した。					
5	原子炉停止機能喪失	原子炉停止	<ul style="list-style-type: none"> ・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能※ ・自動減圧系作動阻止機能※ ・ほう酸水注入系※ ・代替制御棒挿入機能 	<ul style="list-style-type: none"> ・代替制御棒挿入回路 ・SLCS のほう酸濃度の増加 ・SLCS の自動起動 ・CRD 系、原子炉冷却材浄化系によるほう酸水注入 ・ATWS-RPT の設置 ・MSIV 閉後の ATWS 時の炉圧高で給水ポンプトリップロジックを追加 ・TAF 以下での原子炉水位制御 	<ul style="list-style-type: none"> ・SLC(手動起動) ・スクラムで再循環ポンプトリップ ・信号/ロジック多様化 	<ul style="list-style-type: none"> ・バックアップ・スクラム回路(制御棒の電動挿入、再循環ポンプ減速) ・SLC 手動起動 ・SLC 自動起動 	<ul style="list-style-type: none"> ・SLC 	欧米においては、代替制御棒挿入回路及び代替再循環ポンプ・トリップ回路の設置や SLC 等を整備している。 女川2号炉においても、欧米と同等の設備を整備している。 米国で確認されている TAF 以下で原子炉の水位を制御する対応は、当社では採用していない。これは、ATWS であっても冠水維持が事故対応の基本と考えるためである。なお、TAF より上で原子炉水位を制御する現状の当社の手順であっても PCT 等の判断基準を満たすことを確認している。
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、女川2号炉においても整備されていることを確認した。 なお、欧米の一部既設プラントにおいて SLC の自動起動を整備しているが、女川2号炉では、手順書において SLC の手動起動の基準を明記することにより、SLC が必要な場合の確実な手動起動操作が行われるようになり、自動起動と同等の手段が整備されていると言える。					

表 1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例の比較 (7/7)

※：有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：自主対策設備 【 】：設計基準事故対処設備

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策にかかる設備又は操作					対策の概要
			女川2号炉	米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド	
6	LOCA 時注水機能喪失 (外部電源喪失重量)	炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系(常設) (復水移送ポンプ)※ ・<u>ろ過水系</u> ・<u>代替循環冷却系</u> ・大容量送水ポンプ(タイプ I) 	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様
		原子炉減圧	<ul style="list-style-type: none"> ・減圧機能の信頼性向上 -高圧窒素ガス供給系(非常用) -窒素供給圧の調整機能 -可搬型代替直流電源設備からの給電 	3 と同様	2 と同様	—	2 と同様	3 と同様
		最終ヒートシンク	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器フィルタベント系※ ・耐圧強化ベント系 ・<u>代替循環冷却系</u> ・原子炉補機代替冷却水系 	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様
		格納容器注水 (格納容器スプレイ)	<ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプ ・大容量送水ポンプ(タイプ I)※ 	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様
		給水源	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様
		代替電源設備 (交流電源)	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備※ ・可搬型代替交流電源設備 ・<u>号炉間電源融通</u> 	3 と同様	3 と同様	3 と同様	3 と同様	3 と同様
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、女川2号炉においても整備されていることを確認した。 なお、「ECCS 容量を超える原子炉圧力容器バウンダリ喪失 (E-LOCA) (地震起因)」及び「大・中破断LOCA+注水機能喪失 (内部事象)」における欧米の対策状況について、可能な範囲において調査を実施したが、当該シナリオを想定した対策に関する情報はないことを確認した。					
		7	インターフェイスシステム LOCA	炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系※ 【・低圧注水系※】 【・低圧炉心スプレイ系※】 ・<u>ろ過水系</u> ・<u>代替循環冷却系</u> 	既存設備で対応	— (情報なし)	— (情報なし)
格納容器バイパス防止	<ul style="list-style-type: none"> ・インターフェイスシステム LOCA の検知・隔離(既設の計装・設備から兆候を検知) ・原子炉減圧・水位制御の手順整備 			<ul style="list-style-type: none"> ・インターフェイスシステム LOCA の早期検出・隔離(既設の計装・設備から兆候を検知) ・原子炉の減圧 	<ul style="list-style-type: none"> ・隔離弁あるいは代替隔離弁の閉止による格納容器隔離の確保 	— (情報なし)	— (情報なし)	米国においては、インターフェイスシステム LOCA の早期検出・隔離手段を整備している。また欧州においては、格納容器隔離手段として代替隔離弁を設置している。 女川2号炉においては、インターフェイスシステム LOCA の早期検出・隔離手段を整備する。また、原子炉減圧及び水位制御により、流出量を低減する手順を整備する。
まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、女川2号炉においても整備されていることを確認した。							

第 1.2.2.a-3 表 津波による事故シナリオの分析 (2/2)

津波 PRA 学会標準の記載※		影響を受ける可能性のある設備	考えられる事故シナリオ
津波の影響	影響の種類		
間接的	洗掘 漂流物の衝突	建屋・構築物、機器・配管系への影響	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する／発生した外乱に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。 発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による過渡事象の発生及び緩和設備が機能喪失する可能性がある。 設備の機能喪失による過渡事象の発生及び炉心損傷緩和設備が機能喪失する可能性がある。 同上 同上 発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による過渡事象の発生及び緩和設備が機能喪失する可能性がある。 同上 設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する／発生した外乱に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。
		建屋・構築物、機器・配管系の構造的損傷	
		建屋・構築物、機器・配管系の構造的損傷	
		建屋・構築物、機器・配管系の構造的損傷	
		建屋・構築物、機器・配管系の構造的損傷	
		建屋・構築物、機器・配管系の構造的損傷	
		建屋・構築物、機器・配管系の構造的損傷	
		建屋・構築物、機器・配管系の構造的損傷	
		建屋・構築物、機器・配管系の構造的損傷	
		建屋・構築物、機器・配管系の構造的損傷	
津波による高ストレス	漂流物の衝突	原子炉建屋（外壁扉）の漂流物衝突による損傷	本評価では、建屋外壁扉の誤開放を考慮していないため、本項目は該当しない。 本評価では、可搬式設備等の事象発生後の作業環境悪化を考慮しなければならぬ設備には期待していないため、本項目は該当しない。
作業環境の悪化	漂流物の衝突	原子炉建屋（外壁扉）の漂流物衝突による損傷	
	漂流物の衝突	原子炉建屋（外壁扉）の漂流物衝突による損傷	
	漂流物の衝突	原子炉建屋（外壁扉）の漂流物衝突による損傷	
	漂流物の衝突	原子炉建屋（外壁扉）の漂流物衝突による損傷	
	漂流物の衝突	原子炉建屋（外壁扉）の漂流物衝突による損傷	
	漂流物の衝突	原子炉建屋（外壁扉）の漂流物衝突による損傷	
	漂流物の衝突	原子炉建屋（外壁扉）の漂流物衝突による損傷	
	漂流物の衝突	原子炉建屋（外壁扉）の漂流物衝突による損傷	
	漂流物の衝突	原子炉建屋（外壁扉）の漂流物衝突による損傷	

第 1.2.2.c-1 表 建屋・機器フラジリティ評価結果 (1/2)

No.	設備名称	津波損傷モード				津波フラジリティ
		没水/被水	波力	洗掘	漂流物	
起因事象を引き起こす設備	1 起動変圧器	○	*1	*1	*1	津波水位 0.P.+33.9m 以下では、没水しないことを確認しており、津波水位 0.P.+33.9m を超えた場合、没水により機能喪失すると想定した。
	2 RSWポンプ	○	*1	*1	*1	津波水位 0.P.+33.9m 以下では、補機ポンプエリア内へ浸水しないことを確認しており、津波水位 0.P.+33.9m を超えた場合、補機ポンプエリア内へ浸水し、没水により機能喪失すると想定した。
	3 防潮堤 (0.P.約+29m)	—	*2	*2	*2	津波水位 0.P.33.9m 以下では、波力等による機能喪失の可能性は小さいとして無視した。一方、津波水位 0.P.33.9m を超えた場合、敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への大量浸水により複数の安全機能喪失となり炉心損傷に至るため、フラジリティは考慮しない。
	4 防潮壁	—	*2	*2	*2	津波水位 0.P.+33.9m 以下では、波力等による機能喪失の可能性は小さいとして無視した。一方、津波水位 0.P.+33.9m を超えた場合、敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への大量浸水により複数の安全機能喪失となり炉心損傷に至るため、フラジリティは考慮しない。
津波防護施設／ 浸水防止設備	5 浸水防止壁	—	*2	*2	*2	同上
	6 建屋止水対策	—	*2	*2	*2	同上
	7 原子炉建屋	—	*2	*2	*2	同上
	8 原子炉建屋外壁扉	—	*2	*2	*2	同上
	9 制御建屋	—	*2	*2	*2	同上
	10 制御建屋外壁扉	—	*2	*2	*2	同上

・「○」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となることを想定した。
 ・「—」：当該損傷モードにより設備は機能喪失しない。
 ・「*1」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となる可能性はあるが、この影響は没水/被水による機能喪失に包絡されるとした。
 ・「*2」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となる可能性は小さいとし、この影響は考えないこととした。

第 1.2.2.c-1 表 建屋・機器フラジリティ評価結果 (2/2)

No.	設備名称	津波損傷モード				津波フラジリティ	
		没水/被水	波力	洗掘	漂流物		
フロントライン系							
11	スクラム系	○	-	-	-	津波水位 0.P. +33.9m を超えた場合、原子炉建屋又は制御建屋内へ浸水し、没水により機能喪失すると想定した。	
12	HPCS	○	-	-	-	同上	
13	RCIC	○	-	-	-	同上	
14	LP CS	○	-	-	-	同上	
15	LP CI (RHR)	○	-	-	-	同上	
サポート系							
起因事象を緩和する設備	16	CST	-	*2	*2	*2	津波水位 0.P. +33.9m 以下では、波力等による機能喪失の可能性は小さいとして無視した。一方、津波水位 0.P. +33.9m を超えた場合、敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への大量浸水により複数の安全機能喪失となり炉心損傷に至るため、フラジリティは考慮しない。
	17	直流電源系統	○	-	-	-	津波水位 0.P. +33.9m を超えた場合、原子炉建屋又は制御建屋内へ浸水し、没水により機能喪失すると想定した。
	18	燃料移送ポンプ	○	*1	*1	*1	津波水位 0.P. +33.9m 以下では、没水しないことを確認しており、津波水位 0.P. +33.9m を超えた場合、没水により機能喪失すると想定した。
	19	非常用交流電源系統 (燃料移送ポンプ除く)	○	-	-	-	津波水位 0.P. +33.9m を超えた場合、原子炉建屋又は制御建屋内へ浸水し、没水により機能喪失すると想定した。
	20	RSW/HP SW (RSW/HP SWポンプ除く)	○	-	-	-	同上
	21	HP SWポンプ	○	*1	*1	*1	津波水位 0.P. +33.9m 以下では、補機ポンプエリア内へ浸水しないことを確認しており、津波水位 0.P. +33.9m を超えた場合、補機ポンプエリア内へ浸水し、没水により機能喪失すると想定した。
	22	RCW/HP CW	○	-	-	-	津波水位 0.P. +33.9m を超えた場合、原子炉建屋又は制御建屋内へ浸水し、没水により機能喪失すると想定した。

・「○」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となることを想定した。
 ・「-」：当該損傷モードにより設備は機能喪失しない。
 ・「*1」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となる可能性はあるが、この影響は没水/被水による機能喪失に包絡されるとした。
 ・「*2」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となる可能性はあるが、この影響は考えないこととした。

第 1. 2. 2. d-1 表 津波高さによるシナリオ分類

津波分類	津波高さ	津波により損傷する主な機器	起因事象
A	0. P. + 29m ~ 0. P. + 33. 9m	<ul style="list-style-type: none"> タービン建屋内機器 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失
B	0. P. + 33. 9m ~	<ul style="list-style-type: none"> 敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内浸水により, 	複数の安全機能喪失

第 1. 2. 2. d-2 表 事故シーケンスグループ

炉心損傷シーケンスの特徴		事故シーケンスグループ	本評価の対象 ○：起こり得る ×：起こり得ない	備考	
内部事象出力運転時レベル 1 P R A	LOCA時注水機能喪失 詳細には、 ・大破断LOCA後の炉心冷却失敗 ・中破断LOCA後の炉心冷却失敗 ・小破断LOCA後の炉心冷却失敗	LOCA後の注水失敗 A E S 1 E S 2 E	LOCA後の注水失敗 × × ×	津波による発生は考えにくいため×とした	
	高圧・低圧注水機能喪失	T Q U V	×	津波水位 0.P. + 33.9m 以下では、外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であり、地震による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シーケンスと同等であることから、地震P R Aに包含されるため×とした	
	高圧注水・減圧機能喪失	T Q U X	×		
	全交流動力電源喪失 ・非常用D/G 2台・H P C S機能喪失及びバッテリー枯渇に伴うR C I C機能喪失 ・バッテリーの故障により非常用D/G 2台の起動に失敗し、H P C Sも機能喪失 ・非常用D/G 2台が機能喪失し、さらにH P C S及びR C I Cも機能喪失 ・非常用D/G 2台が機能喪失し、さらにH P C S及びS R V再開失敗によるR C I C機能喪失	T B 長期T B T B D T B U T B P	× × × ×		
	崩壊熱除去機能喪失	T W	×		
	原子炉停止機能喪失	T C	×		
	格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	I S L O C A	×		
	津波 P R A	敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への浸水により炉心損傷に至る	複数の安全機能喪失		○

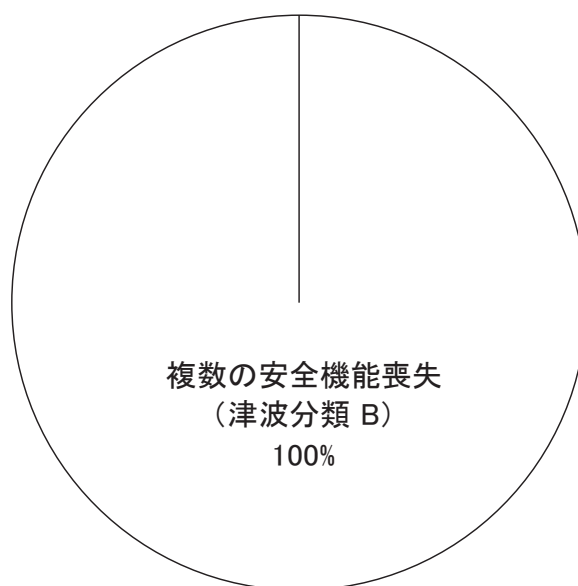
第 1.2.2.d-4 表 起因事象毎の炉心損傷頻度

起因事象	事故シークエンス	事故シークエンス別 炉心損傷頻度 (/炉年)	起因事象別 炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
外部電源喪失	—※	—※	—※	—
敷地及び建屋内浸水	複数の安全機能喪失	7.3×10^{-7}	7.3×10^{-7}	100
	全炉心損傷頻度		7.3×10^{-7}	100

※ 外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であるため、地震による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シークエンスと同等であることから、地震PRAに包含される。

第 1.2.2.d-5 表 事故シナケンスグループ毎の炉心損傷頻度

津波分類	シナケンスグループ	概要	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)
B	複数の安全機能喪失	0. P. + 33.9m を超える津波により，敷地及び原子炉 建屋又は制御建屋内に浸水することで，緩和設備が 機能喪失し，炉心損傷に至る。	7.3×10^{-7}	100
全炉心損傷頻度			7.3×10^{-7}	100



第 1. 2. 2. d-3 図 事故シーケンスグループ毎の全炉心損傷頻度への寄与割合

追補 2. II の一部補正

追補 2. II を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
追補 2. II -4	上 1	①原子炉格納容器本_	①原子炉格納容器本体

なお、頁は、令和元年 9 月 19 日付け、東北電原技第 3 号で一部補正した頁を示す。