

電安炉技第16号

令和3年9月6日

原子力規制委員会 殿

所在地 広島県広島市中区小町4番33号

申請者名 中国電力株式会社

代表者 代表取締役社長執行役員 清水希茂

島根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25日付け、電安炉技第14号をもって申請（令和3年5月10日付け電安炉技第1号、令和3年6月14日付け電安炉技第7号及び令和3年6月17日付け電安炉技第8号で一部補正）しました当社、島根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

島根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。

## 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
*-13-	下12	…耐震__重要度分類に応じて…	…耐震 <u>設計上の</u> 重要度分類に応じて…
	下5～下4	…に応じて、 <u>耐震重要度分類</u> を以下のとおり、Sクラス、Bクラス又はCクラスに分類__し…	…に応じて、__以下のとおり、Sクラス、Bクラス又はCクラスに分類（以下「 <u>耐震重要度分類</u> 」という。）し…
*-14-	上6～上7	…必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、 <u>並びに</u> 地震に…	…必要な機能を持つ施設、 <u>これらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設及び</u> 地震に…
	下13～下12	…津波防護機能を有する <u>設備</u> （以下「津波防護施設」という。）…	…津波防護機能を有する <u>施設</u> （以下「津波防護施設」という。）…
	下11～下10	…津波監視機能を有する <u>施設</u> （以下「津波監視設備」という。）…	…津波監視機能を有する <u>設備</u> （以下「津波監視設備」という。）…
*-15-	上8～上9	…鉛直震度 <u>より</u> 算定する。	…鉛直震度 <u>から</u> 算定する。
	下3	…許容応力度を許容限界と__する。	…許容応力度を許容限界とし、 <u>当該許容限界を超えないように設計</u> する。
*-17-	下10～下9	…保守的に__設定した水位…	…保守的に <u>高く</u> 設定した水位…

頁	行	補正前	補正後
*-20-	上9	…おおむね弾性状態に <u>留まる</u> 範囲…	…おおむね弾性状態に <u>とどまる</u> 範囲…
	上12	…許容応力度を許容限界と <u>する</u> 。	…許容応力度を許容限界と <u>し、当該許容限界を超えないように設計</u> する。
*-21-	下7	…保守的に <u>設定</u> した水位…	…保守的に <u>高く設定</u> した水位…
*-22-	下10～下9	…地形 <u>及びその</u> 標高、 <u>河川等</u> …	…地形、 <u>標高及び河川等</u> …
	下6	… <u>襲来</u> する津波…	… <u>来襲</u> する津波…
*-22- ～ *-23-	下3 ～ 上1	(c) 取水路，放水路等の経路から， <u>津波が流入</u> する可能性について検討した上で， <u>流入の可能性のある経路</u> （扉，開口部，貫通口等）を特定し，必要に応じ <u>津波防護施設及び浸水防止設備の浸水対策</u> を…	(c) 取水路，放水路等の経路から， <u>重要な安全機能を有する施設の設置された敷地並びに重要な安全機能を有する設備を内包する建物及び区画に津波の流入</u> する可能性について検討した上で， <u>流入する可能性のある経路</u> （扉，開口部，貫通口等）を特定し，必要に応じ <u>流入防止の対策</u> を…

頁	行	補正前	補正後
*－23－	上7～上10	… <u>浸水範囲を想定</u> __（以下「 <u>浸水想定範囲</u> 」という。） <u>するとともに、同範囲の境界において浸水の可能性のある経路及び浸水口</u> （扉，開口部，貫通口等）を特定し， <u>浸水防止設備を設置することにより</u> …	… <u>浸水範囲を想定するとともに、当該想定される浸水範囲</u> （以下「 <u>浸水想定範囲</u> 」という。）__の境界において <u>浸水想定範囲外に流出する可能性のある経路</u> __（扉，開口部，貫通口等）を特定し， <u>それらに対して浸水対策を施すことにより</u> …
	下8～下5	… <u>津波による溢水</u> __を考慮した <u>浸水範囲及び浸水量を保守的に想定した上で、浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路及び浸水口</u> （扉，開口部，貫通口等）を特定し，それらに対して <u>必要に応じ浸水対策を施す設計とする。</u>	… <u>地震による溢水に加えて津波の流入</u> を考慮した <u>浸水範囲及び浸水量を安全側に想定した上で、浸水防護重点化範囲に流入する可能性のある経路</u> __（扉，開口部，貫通口等）を特定し，それらに対して <u>必要に応じ流入防止の対策を施す設計とする。</u>
*－23－ ～	下1 ～	… <u>水位の低下に対して、非常用海水ポンプが機能保持でき、かつ、冷却に必要な海水が確保できる</u> …	… <u>水位の低下に対して冷却に必要な海水を確保することにより、非常用海水ポンプが機能を保持できる</u> …
*－24－	上1	… <u>機能保持</u> できる…	… <u>機能を保持</u> できる…
*－24－	上4～上5	… <u>機能保持</u> できる…	… <u>機能を保持</u> できる…
	下14	… <u>繰り返しの襲来</u> …	… <u>繰り返しの来襲</u> …

頁	行	補正前	補正後
*-25-	下6～下4	…の経路から、 <u>津波が流入</u> する可能性について検討した上で、 <u>津波が流入</u> する可能性のある経路（扉，開口部，貫通口等）を特定し，必要に応じて実施する <u>浸水対策</u> …	…の経路から， <u>重大事故等対処施設の津波防護対象設備</u> （非常用取水設備を除く。） <u>を内包する建物及び区画の設置された敷地並びに重大事故等対処施設の津波防護対象設備</u> （非常用取水設備を除く。） <u>を内包する建物及び区画に津波の流入する可能性</u> について検討した上で， <u>流入</u> する可能性のある経路（扉，開口部，貫通口等）を特定し，必要に応じて実施する <u>流入防止の対策</u> …
*-26-	上8	… <u>浸水対策</u> …	… <u>流入防止の対策</u> …
*-31-	下9	…計装用無停電 <u>電源設備</u> …	…計装用無停電 <u>交流電源装置</u> …
*-253-	下9～下8	…判断基準値以下とするための手順 <u>と体制</u> を整備…	…判断基準値以下とするための手順 <u>を</u> 整備…
*-254-	上1～上3	…要員 <u>に対して配備した</u> 防護具を着用することにより，事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう手順 <u>と体制</u> を整備する。	…要員が防護具を着用することにより，事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう手順 <u>を</u> 整備する。

頁	行	補正前	補正後
*－263－	上1と上2の間	(記載追加)	<p>(c-12) <u>有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の指示、操作を行うことができるように、重大事故等に対処する要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための体制を整備する。固定源に対しては、重大事故等に対処する要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。可動源に対しては、換気空調設備の隔離等により、運転員及び緊急時対策要員のうち重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるようにする。</u></p> <p><u>予期せぬ有毒ガスの発生においても、運転員及び緊急時対策要員のうち初動対応において重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に対して防護具を配備することにより、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう体制を整備する。</u></p>



頁	行	補正前	補正後
*-340- ～ *-343-		第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (2/19)	別紙1に変更する。
**-7- ～ **-9-		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2に変更する。
*-356- ～ *-357-		第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (7/19)	別紙3に変更する。
**-13- ～ **-14-		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。
*-372- ～ *-375-		第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (15/19)	別紙5に変更する。

なお、\*を示した頁は、令和3年5月10日付け、電安炉技第1号で一部補正した頁を、\*\*を付した頁は、令和3年6月14日付け、電安炉技第7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 (2/19)

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	
方針目的	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の注水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、発電用原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視及び制御する手順等を整備する。</p> <p>さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水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原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付け重大事故等の対処に用いる。</p>
	<p>フロントライン系故障時</p> <p>高圧原子炉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原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の故障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"> <li>中央制御室からの手動操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、原子炉圧力容器へ注水する。</li> <li>中央制御室からの手動操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合は、現場での弁の手動操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、原子炉圧力容器へ注水する。</li> </ul>
	<p>サポート系故障時</p> <p>原子炉隔離時冷却系の現場操作</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却ができない場合は、高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却のほか、現場での弁の手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動することで原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p>
	<p>原子炉代替電源設備による</p> <p>原子炉隔離時冷却系の復旧</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に以下の手段等により直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>代替交流電源設備により充電器を受電し、直流電源を供給する。</li> <li>可搬型直流電源設備により直流電源を供給する。</li> </ul>

対応手段等	監視及び制御	<p>「高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却」及び「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」により発電用原子炉へ注水する際には、発電用原子炉を冷却するために原子炉压力容器内の水位を原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A）等により監視する。</p> <p>また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合は、当該パラメータの値を推定する。</p> <p>中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動する場合は、高圧原子炉代替注水系の作動状況を原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A）、原子炉圧力、原子炉圧力（S A）、高圧原子炉代替注水流量、サブプレッション・プール水位（S A）等により監視する。</p> <p>現場での弁の手動操作により高圧原子炉代替注水系又は原子炉隔離時冷却系を起動する場合は、高圧原子炉代替注水系又は原子炉隔離時冷却系の作動状況を原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A）等により監視する。</p> <p>原子炉压力容器内の水位の調整が必要な場合は、中央制御室からの操作、又は現場での弁の操作により原子炉压力容器内の水位を制御する。</p>	
	重大事故等の進展抑制	ほう酸水注入系による進展抑制	原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉への高圧注水により原子炉压力容器内の水位が維持できない場合は、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水貯蔵タンク等を水源として、ほう酸水注入系により原子炉压力容器へ注水する。
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高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合は、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、発電用原子炉を冷却する。中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合は、現場での弁の手動操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、高圧原子炉代替注水系の運転を継続する。</p>

配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	サポート系故障時	<p>全交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失により設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却ができない場合は、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合は、現場での弁の手動操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>いずれの操作によっても高圧原子炉代替注水系を起動できない場合、又は高圧原子炉代替注水系により原子炉压力容器内の水位を維持できない場合は、現場で弁の手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、高圧原子炉代替注水系又は原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備より充電器を受電することにより直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することにより発電用原子炉を冷却する。</p> <p>代替交流電源設備を用いて給電できない場合は、可搬型直流電源設備により直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することにより発電用原子炉を冷却する。</p> <p>代替交流電源設備、可搬型直流電源設備へ燃料を給油することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続させる。</p>
	原子炉隔離時冷却系の起動時の留意事項		<p>現場での弁の手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動する場合は、原子炉隔離時冷却ポンプ室に滞留する排水を処理しない場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの間、原子炉隔離時冷却系を水没させずに運転を継続することが可能である。</p>
	原子炉隔離時冷却系の起動時の環境条件		<p>蒸気漏えいに伴う環境温度の上昇による運転員への影響を考慮し、原子炉隔離時冷却ポンプ室に現場運転員が入室するのは原子炉隔離時冷却系の起動時のみとし、その後速やかに退室する。保護具を確実に装着することにより本操作が可能である。</p>

配慮すべき事項	作業性	高圧原子炉代替注水系又は原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動操作は、通常の弁操作である。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、常設代替交流電源設備等を用いてほう酸水注入系へ給電する。
	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 (6 / 19)

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等			
方針目的	<p>設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器代替スプレイ系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。</p> <p>また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器代替スプレイ系により原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手順等を整備する。</p>		
	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード、サブプレッション・プール水冷却モード）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）として位置付け重大事故等の対処に用いる。</p>		
対応手段等	炉心損傷前	<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残留熱除去系（格納容器冷却モード）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は、以下の手段により、原子炉格納容器内へスプレイし、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧原子炉代替注水槽を水源として、格納容器代替スプレイ系（常設）によりスプレイする。</li> <li>・ 格納容器代替スプレイ系（常設）により原子炉格納容器内へスプレイできない場合は、代替淡水源を水源として、格納容器代替スプレイ系（可搬型）等によりスプレイする。</li> </ul> <p>なお、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、海を水源として利用できる。</p>
		<p>フロントライン系故障時</p> <p>格納容器代替スプレイ系による原子炉格納容器内の冷却</p>	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、格納容器代替スプレイ系による原子炉格納容器内の冷却に加え、常設代替交流電源設備等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（格納容器冷却モード）を復旧し、サブプレッション・チェンバを水源として格納容器内へスプレイする。</p> <p>また、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、格納容器代替スプレイ系による原子炉格納容器内の冷却に加え、常設代替交流電源設備等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（サブプレッション・プール水冷却モード）を復旧し、サブプレッション・プール水を除熱する。</p> <p>残留熱除去系（格納容器冷却モード及びサブプレッション・プール水冷却モード）の復旧に時間を要する場合は、格納容器代替スプレイ系等により原子炉格納容器内へのスプレイを並行して実施する。</p>

対応手段等	炉心損傷後	フロントライン系故障時	<p>格納容器代替スプレイ系による原子炉格納容器内の冷却</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）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は、以下の手段により原子炉格納容器内へスプレイし、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧原子炉代替注水槽を水源として、格納容器代替スプレイ系（常設）によりスプレイする。</li> <li>・ 格納容器代替スプレイ系（常設）により原子炉格納容器内へスプレイできない場合は、代替淡水源を水源として、格納容器代替スプレイ系（可搬型）等によりスプレイする。</li> </ul> <p>なお、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、海を水源として利用できる。</p>
		サポート系故障時	<p>（格納容器冷却モード及びサブプレッション・プール水冷却モード）の常設代替交流電源設備による残留熱除去系の復旧</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、格納容器代替スプレイ系による原子炉格納容器内の冷却に加え、常設代替交流電源設備等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（格納容器冷却モード）を復旧し、サブプレッション・チェンバを水源として原子炉格納容器内へスプレイする。</p> <p>また、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、格納容器代替スプレイ系による原子炉格納容器内の冷却に加え、常設代替交流電源設備等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（サブプレッション・プール水冷却モード）を復旧し、サブプレッション・プール水を除熱する。</p> <p>残留熱除去系（格納容器冷却モード及びサブプレッション・プール水冷却モード）の復旧に時間を要する場合は、格納容器代替スプレイ系等により原子炉格納容器内へのスプレイを並行して実施する。</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、格納容器代替スプレイ系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合は、格納容器代替スプレイ系（常設）により原子炉格納容器内を冷却する。</p> <p>格納容器代替スプレイ系（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、格納容器代替スプレイ系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（代替淡水源）が確保されている場合は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内を冷却する。</p>

配慮すべき事項	作業性	格納容器代替スプレイ系（可搬型）で使用する大量送水車からのホース接続は、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格納容器代替スプレイ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 (7/19)

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器フィルタベント系及び残留熱代替除去系により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。
対応手段等	<p>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</p> <p>残留熱除去系の復旧又は残留熱代替除去系の運転によって原子炉格納容器内の圧力を 853kPa [gage] 以下に抑制する見込みがない場合、又は原子炉建物水素濃度が 2.5vol% に到達した場合は、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</p> <p>格納容器フィルタベント系の隔離弁（電動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合、隔離弁を遠隔で手動操作することで原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</p>
	<p>残留熱代替除去系による 原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>原子炉格納容器の破損を防止するため、残留熱代替除去系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</p>
配慮すべき事項	<p>原子炉補機代替冷却系の設置が完了し、残留熱代替除去系が起動できる場合は、残留熱代替除去系により原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。</p> <p>原子炉圧力容器の破損を判断した後は、残留熱代替除去系により原子炉格納容器内へのスプレイによる原子炉格納容器下部への注水を実施する。</p> <p>残留熱代替除去系が起動できない場合は、サブプレッション・プール水位指示値が通常水位 + 約 1.3m に到達した場合に、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。</p> <p>格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの実施にあたり、弁の駆動源や制御電源がない場合、現場での手動操作を行う。</p> <p>なお、格納容器フィルタベント系により格納容器ベントを実施する場合は、スクラビング効果が期待できるウェットウェルを経由する経路を第一優先とする。</p> <p>ウェットウェルベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。</p>

配慮すべき事項	格納容器ベント時の留意事項	格納容器フィルタベント系の系統内の不活性ガスによる置換	格納容器フィルタベント系により格納容器ベントを実施中に、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、格納容器フィルタベント系の系統内を不活性ガス（窒素ガス）であらかじめ置換しておく。
		原子炉格納容器の負圧破損の防止	格納容器フィルタベント系の使用後に格納容器スプレイを実施する場合は、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力を監視し、規定の圧力に到達した時点で格納容器スプレイを停止する。
		放射線防護	格納容器フィルタベント系を使用する場合は、ブルームの影響による被ばくを低減するため、中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。 現場運転員の放射線防護を考慮して、遠隔弁を遠隔で手動操作するエリアを二次格納施設外の原子炉建物付属棟に設置する。 また、格納容器ベント操作後の汚染の可能性を考慮して、防護具を装備し作業を行う。
		電源確保	全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備を用いて格納容器ベントに必要な電動弁へ給電する。電源が確保できない場合は、現場において手動で系統構成を行う。
	代替循環冷却時の留意事項	放射線防護	系統構成、残留熱代替除去系の起動及びその後の流量調整等の操作は、中央制御室で実施する。 なお、残留熱代替除去系の運転後、長期における系統廻りの線量低減対策として、大量送水車により系統水を入れ替えることでフラッシングを実施する。
		電源確保	全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備を用いて残留熱代替除去系へ給電する。
	作業性	格納容器フィルタベント系の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であり、容易に実施可能である。また、作業エリアには電源内蔵型照明を配備する。	
	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，燃料プール内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給油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，重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付け，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"> <li>・常設代替交流電源設備を用いて給電する。</li> <li>・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を用いて給電する。</li> </ul>
	<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"> <li>・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。</li> <li>・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できない場合は，可搬型直流電源設備を用いて給電する。</li> </ul>
非常用所内電気設備機能喪失時	<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の機能が喪失し，必要な設備へ給電できない場合又は代替所内電気設備に接続する重大事故等対処設備が必要な場合は，代替所内電気設備にて回路を確保し，代替交流電源設備等から必要な設備へ給電する。</p>

配慮すべき事項	負荷容量	<p>重大事故等対策の有効性を確認する事故シーケンス等のうち必要な負荷が最大となる「全交流動力電源喪失（長期T B）」を想定するシナリオにおいても、常設代替電源設備により必要最大負荷以上の電力を確保し、発電用原子炉を安定状態に収束するための設備へ給電する。</p> <p>重大事故等対処設備による代替手段を用いる場合、常設代替交流電源設備等の負荷容量を確認し、代替手段が使用可能であることを確認する。</p>
	悪影響防止	<p>代替交流電源設備等を用いて給電する場合は、受電前準備として非常用高圧母線、非常用低圧母線のロードセンタ及びコントロールセンタの負荷の遮断器を「切」とし、動的機器の自動起動防止のため、操作スイッチを「停止引ロック」又は「停止」とする。</p>
	成立性	<p>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から給電されている 24 時間以内に、代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ十分な余裕をもって直流電源設備へ給電する。</p>
	作業性	<p>電源内蔵型照明を作業エリアに設置し、建物内照明の消灯時における作業性を確保する。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。</p>
	燃料補給	<p>重大事故等の対処で使用する設備を必要な期間継続して運転させるため、タンクローリ等の燃料補給設備を用いて各設備の燃料が枯渇するまでに給油する。</p> <p>タンクローリの補給は、ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの軽油を使用する。</p> <p>多くの給油対象設備が必要となる事象を想定し、重大事故等発生後 7 日間、それらの設備の運転継続に必要な燃料(軽油)を確保するため、ガスタービン発電機用軽油タンクは約 560m<sup>3</sup>を 1 基、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは 1 基あたり約 170m<sup>3</sup>を 2 基及び 1 基あたり約 100m<sup>3</sup>を 3 基、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは約 170m<sup>3</sup>を 1 基とし、管理する。</p>

第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (15/19)

1.15 事故時の計装に関する手順等	
方針目的	<p>重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</p>
パラメータの選定及び分類	<p>重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力に係る審査基準1.1~1.15の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータから抽出し、これを抽出パラメータとする。</p> <p>抽出パラメータのうち、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。</p> <p>また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源の喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータの推定に必要なパラメータを代替パラメータとする。</p> <p>一方、抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。</p> <p>主要パラメータは以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重要監視パラメータ           <p>主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> </li> <li>・有効監視パラメータ           <p>主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。</p> </li> </ul> <p>代替パラメータは以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重要代替監視パラメータ           <p>主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> </li> <li>・有効監視パラメータ           <p>主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。</p> </li> </ul>

対応手段等	監視機能喪失時	計器故障時	他チャンネルによる計測	<p>主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合において、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。</p>
			代替パラメータによる推定	<p>主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。</p> <p>推定にあたり、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件、計測される値の不確かさ等を考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。</p> <p>代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度、中性子束、酸素濃度）により推定</li> <li>・水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及びポンプ出口圧力により推定</li> <li>・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定</li> <li>・除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定</li> <li>・圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定</li> <li>・注水量を注水先の圧力から注水特性の関係により推定</li> <li>・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定</li> <li>・酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定</li> <li>・水素濃度を装置の作動状況により推定</li> <li>・エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定</li> <li>・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定</li> <li>・燃料プールの状態を同一物理量（水位）、あらかじめ評価した水位と放射線量の相関関係及びカメラによる監視により、燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定</li> <li>・原子炉圧力容器内の圧力とサブプレッション・チェンバの圧力の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定</li> </ul>

対応手段等	監視機能喪失時	計器の計測範囲（把握能力）を超過した場合	代替パラメータによる推定	<p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉圧力容器内の温度及び水位である。</p> <p>原子炉圧力容器内の温度及び水位の値が計器の計測範囲（把握能力）を超過した場合、発電用原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器内の温度のパラメータである原子炉圧力容器温度が計測範囲を超える（500℃以上）場合は、可搬型計測器により原子炉圧力容器温度を計測する。</li> <li>原子炉圧力容器内の水位のパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、高圧原子炉代替注水流量、残留熱代替除去系原子炉注水流量のうち、機器動作状態にある流量計より崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。</li> </ul> <p>なお、原子炉圧力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力（SA）とサブプレッション・チェンバ圧力（SA）の差圧により、原子炉圧力容器内の水位が燃料棒有効長頂部以上であることは、原子炉圧力容器温度（SA）により推定可能である。</p>
			可搬型計測器による計測	<p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型計測器により計測することも可能である。</p>
	計器電源喪失時	<p>全交流動力電源喪失が発生した場合は、以下の手段により計器へ給電し、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>所内常設蓄電式直流電源設備又は常設代替直流電源設備から給電する。</li> <li>常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電する。</li> <li>直流電源が枯渇するおそれがある場合は、可搬型直流電源設備等から給電する。</li> </ul> <p>代替電源（交流、直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合は、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器により計測又は監視する。</p>		
	パラメータ記録	<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）により計測結果を記録する。</p> <p>ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む。）の値、現場操作時のみ監視する現場の指示値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は記録用紙に記録する。</p>		

配慮すべき事項	発電用原子炉施設の 状態把握	<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測範囲，個数，耐震性及び非常用電源からの給電の有無を示し，設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握する能力を明確化する。</p>
	確からしさの考慮	<p>圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は，水が飽和状態にないと不確かさが生じるため，計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ，複数の関連パラメータを確認し，有効な情報を得た上で推定する。</p> <p>推定にあたっては，代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p>
	可搬型計測器による計測 又は監視の留意事項	<p>可搬型計測器による計測対象の選定を行う際，同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は，いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視する。同一の物理量について複数のパラメータがある場合は，いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。</p>

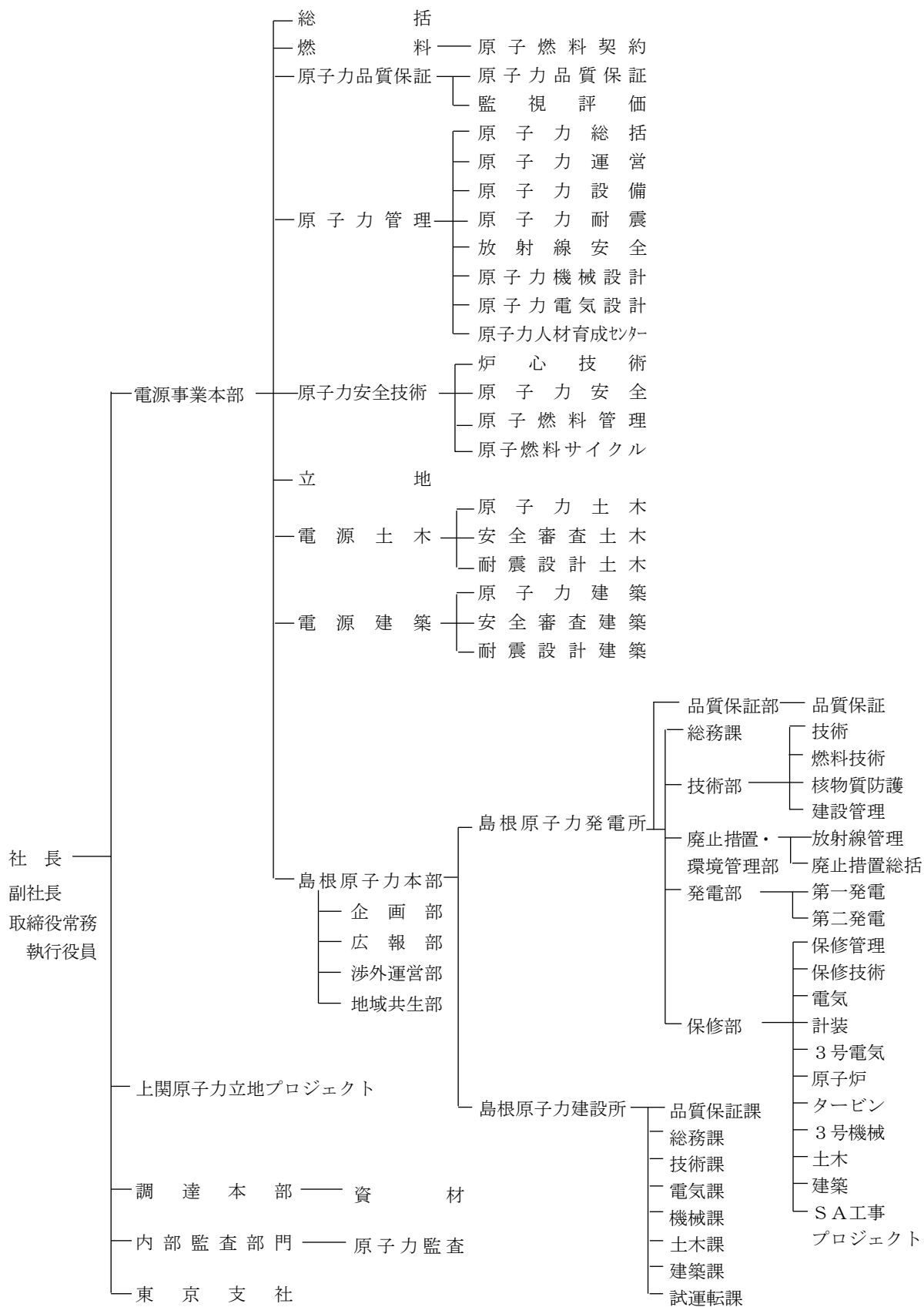


添付書類五の一部補正

添付書類五を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
5-15		第1図 原子力関係組織 図（令和2年9月25日現在）	別紙5-1に変更する。
5-18		第3図 品質保証活動に 係る文書体系（令和2年9 月25日現在）	第3図 品質保証活動に 係る文書体系（令和3年7 月1日現在）

なお、頁は、令和3年5月10日付け、電安炉技第1号で一部補正したものを示す。



第1図 原子力関係組織図（令和3年7月1日現在）

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
*8-1-33	下 11～下 10	…に応じて、 <u>耐震重要度分類</u> をSクラス、Bクラス又はCクラスに分類__し…	…に応じて、__Sクラス、Bクラス又はCクラスに分類（以下「 <u>耐震重要度分類</u> 」という。）し…
*8-1-34	上 1～上 2	…津波防護機能を有する <u>設備</u> （以下「津波防護施設」という。）…	…津波防護機能を有する <u>施設</u> （以下「津波防護施設」という。）…
	上 3～上 4	…津波監視機能を有する <u>施設</u> （以下「津波監視設備」という。）…	…津波監視機能を有する <u>設備</u> （以下「津波監視設備」という。）…
*8-1-36	上 1	…保守的に__設定した水位…	…保守的に <u>高く</u> 設定した水位…
	下 8～下 7	…必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、 <u>並びに地震に伴って発生</u> …	…必要な機能を持つ施設、 <u>これらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設及び地震に伴って発生</u> …
	下 2～下 1	…付加するための施設、 <u>及び原子炉の</u> …	…付加するための施設__ <u>及び原子炉の</u> …
*8-1-38	下 1	…及びCクラス <u>ともに</u> 1.0 とし…	…及びCクラスの <u>いずれにおいても</u> 1.0 とし…
*8-1-39	上 5	…鉛直震度 <u>より</u> 算定する…	…鉛直震度 <u>から</u> 算定する…
	上 11～12	…震度 <u>より</u> 求める…	…震度 <u>から</u> 求める…
*8-1-46	下 13	… <u>いったん</u> 事故が…	… <u>一旦</u> 事故が…
*8-1-47	下 13	… <u>いったん</u> 事故が…	… <u>一旦</u> 事故が…
*8-1-48	上 5	(d) <u>上位の耐震重要度分類の__施設</u> を…	(d) __耐震重要度分類の <u>上位のクラスに属する施設</u> を…

頁	行	補正前	補正後
*8-1-57	下3～下2	…保守的に__設定した水位…	…保守的に <u>高く</u> 設定した水位…
*8-1-64	上1	… <u>いったん</u> 事故が…	… <u>一旦</u> 事故が…
	上5	… <u>いったん</u> 事故が…	… <u>一旦</u> 事故が…
*8-1-65	下9	… <u>いったん</u> 事故が…	… <u>一旦</u> 事故が…
	下4～下3	… <u>いったん</u> 事故が…	… <u>一旦</u> 事故が…
*8-1-66	上1	… <u>いったん</u> 事故が…	… <u>一旦</u> 事故が…
*8-1-77	上7	…並びに河川__…	…並びに河川 <u>等</u> …
*8-1-82	上10	… <u>侵入</u> 角度…	… <u>浸入</u> 角度…
*8-1-83	下14	… <u>保守的に</u> 想定…	… <u>安全側に</u> 想定…
*8-1-84	下11	… <u>保守的な</u> 評価と…	… <u>安全側の</u> 評価と…
*8-1-87	上10	… <u>浸水</u> 防止…	… <u>流入</u> 防止…
*8-1-89	下9	… <u>浸水</u> 経路…	… <u>流入</u> 経路…
	下6	… <u>浸水</u> 経路…	… <u>流入</u> 経路…
*8-1-91	上4～上6	津波による <u>溢水</u> を考慮した浸水範囲、浸水量については、地震による溢水の影響も含めて確認を行い、浸水防護重点化範囲への <u>浸水の可能性のある経路及び浸水口</u> を特定し、 <u>浸水対策</u> を実施する。	津波の <u>流入</u> を考慮した浸水範囲、浸水量については、地震による溢水の影響も含めて確認を行い、浸水防護重点化範囲に <u>流入する可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）</u> を特定し、 <u>流入防止の対策</u> を実施する。
**8-12	下12	…津波の <u>襲来</u> 前…	…津波の <u>来襲</u> 前…
*8-13	下10	…津波が <u>襲来</u> する…	…津波が <u>来襲</u> する…
	下6	…津波が <u>襲来</u> する…	…津波が <u>来襲</u> する…
*8-1-95	上9～上10	…津波が <u>襲来</u> する…	…津波が <u>来襲</u> する…

頁	行	補正前	補正後
*8-1-96 ～ *8-1-97	下1 ～ 上1	…水位の低下に対して、 <u>非常用海水ポンプが機能保持でき、かつ、冷却に必要な海水が確保</u> できる…	…水位の低下に対して <u>冷却に必要な海水を確保することにより、非常用海水ポンプが機能を保持</u> できる…
*8-1-97	下9	… <u>機能保持</u> できる…	… <u>機能を保持</u> できる…
*8-1-98	下8	…地震で <u>倒壊</u> する可能性のあるものは <u>倒壊</u> させ…	…地震で <u>損壊</u> する可能性のあるものは <u>損壊</u> させ…
*8-1-101	下10	…繰り返しの <u>襲来</u> …	…繰り返しの <u>来襲</u> …
*8-1-103	上9	…並びに河川__…	…並びに河川 <u>等</u> …
*8-1-105	下9	… <u>浸水防止</u> …	… <u>流入防止</u> …
*8-1-106	下6	… <u>浸水対策</u> …	… <u>流入防止の対策</u> …
*8-1-107	下11～下9	<u>津波による溢水__を考慮した浸水範囲、浸水量については、以下のとおり地震による溢水の影響も含めて確認を行い、浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路及び浸水口を特定し、浸水対策を実施する。</u>	<u>地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水範囲、浸水量を安全側に想定した上で、浸水防護重点化範囲に流入する可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）を特定し、流入防止の対策を実施する。</u>
	下2	… <u>津波による溢水__の</u> …	… <u>地震による溢水に加えて津波の流入の</u> …
*8-1-108	上1	<u>浸水対策</u> …	<u>流入防止の対策</u> …
*8-1-109	上1	…系配等…	…系配管等…
*8-1-112	下6	津波の <u>襲来</u> を…	津波の <u>来襲</u> を…
*8-1-203	上13	…漏えい検知__による…	…漏えい検知 <u>等</u> による…
	下11	…漏えい検知__による…	…漏えい検知 <u>等</u> による…
*8-1-222	下12	…原子炉建物付属棟__換気系…	…原子炉建物付属棟 <u>空調換気系</u> …

頁	行	補正前	補正後
*8-1-232	下 5	…原子炉建物付属棟__換気系	…原子炉建物付属棟 <u>空調換気系</u>
	上 11	…原子炉建物付属棟__換気系)	…原子炉建物付属棟 <u>空調換気系)</u>
*8-1-233	上 14	…原子炉建物付属棟__換気系…	…原子炉建物付属棟 <u>空調換気系</u> …
*8-1-234	下 10	…原子炉建物付属棟__換気系…	…原子炉建物付属棟 <u>空調換気系</u> …
	下 4	…原子炉建物付属棟__換気系…	…原子炉建物付属棟 <u>空調換気系</u> …
	上 1～上 2	…原子炉建物付属棟__換気系…	…原子炉建物付属棟 <u>空調換気系</u> …
*8-1-242	上 9	…原子炉建物付属棟__換気系	…原子炉建物付属棟 <u>空調換気系</u>
*8-1-250	下 11	…計装用無停電__電源設備)	…計装用無停電 <u>交流電源装置)</u>
	下 13～下 12	…計装用無停電__電源設備…	…計装用無停電 <u>交流電源装置</u> …
*8-1-251	下 11	…原子炉建物付属棟__換気系…	…原子炉建物付属棟 <u>空調換気系</u> …
	上 1	…計装用無停電__電源設備…	…計装用無停電 <u>交流電源装置</u> …
*8-1-288	下 9	… <u>耐震重要度分類を</u> Sクラス, Bクラス…	…__Sクラス, Bクラス…
*8-1-289	上 2	…保守的に__設定した水位…	…保守的に <u>高く</u> 設定した水位…
	下 14	… <u>耐震重要度分類を</u> Sクラス, Bクラス…	…__Sクラス, Bクラス…



頁	行	補正前	補正後
	下5～下3	…必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設，並びに地震に…	…必要な機能を持つ施設，これらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設及び地震に…
*8-1-291	上2	…鉛直震度より算定する…	…鉛直震度から算定する…
	上8	…震度より求める…	…震度から求める…
*8-1-294	下6～下3	…津波による溢水__を考慮した浸水範囲及び浸水量を保守的に想定した上で，浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉，開口部，貫通口等）を特定し，それらに対して浸水対策を施す設計とする。	…地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水範囲及び浸水量を安全側に想定した上で，浸水防護重点化範囲に流入する可能性のある経路__（扉，開口部，貫通口等）を特定し，それらに対して流入防止の対策を施す設計とする。
**8-1-15	上2～上5	…水位の低下に対して，原子炉補機海水ポンプ及び高压炉心スプレイ補機海水ポンプ（以下(4)において「非常用海水ポンプ」という。）が機能保持でき，かつ冷却に必要な海水が確保できる…	…水位の低下に対して冷却に必要な海水を確保することにより，原子炉補機海水ポンプ及び高压炉心スプレイ補機海水ポンプ（以下(4)において「非常用海水ポンプ」という。）が機能を保持できる…
	上8	…機能保持できる…	…機能を保持できる…
	下12	…繰り返しの襲来…	…繰り返しの来襲…
*8-1-303	下4	…計装用無停電__電源設備…	…計装用無停電交流電源装置…
*8-1-412	下14	…保守的に__設定した水位…	…保守的に高く設定した水位…
*8-1-413	下7	…浸水対策…	…流入防止の対策…

頁	行	補正前	補正後
*8-1-574		第1.3-2表 本発電用原子炉施設の安全上の機能別重要度分類 (1/9)	別紙8-1に変更する。
*8-1-579		第1.3-2表 本発電用原子炉施設の安全上の機能別重要度分類 (6/9)	別紙8-2に変更する。
*8-1-583 ～ *8-1-597		第1.4.1-1表 クラス別施設	別紙8-3に変更する。
**8-22		第1.5-2表 津波防護対策の設備分類と設置目的	別紙8-4に変更する。
**8-23		第1.5-3表 流入経路特定結果	別紙8-5に変更する。
*8-1-614		第1.5-4(1)表 各経路からの流入評価結果	別紙8-6に変更する。
*8-1-622		第1.8.2-2表 設計竜巻から防護する施設及び竜巻防護対策等 (1/2)	別紙8-7に変更する。
*8-1-625		第1.8.8-1表 評価対象施設等の抽出結果	別紙8-8に変更する。
*8-5-118		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 (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に変更する。
*8-6-99		第6.4-2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) (14/18)	別紙8-10に変更する。

頁	行	補正前	補正後
*8-6-101		第 6.4-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（16/18）	別紙 8-11 に変更する。
*8-6-133		第 6.6-6 図 工学的安全施設作動回路の機能説明図（その 2）	別紙 8-12 に変更する。
*8-6-142		第 6.10-4 図 中央制御室（重大事故等時）系統概要図（運転員の被ばくを低減するための設備（非常用ガス処理系，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置））	別紙 8-13 に変更する。
*8-8-26		第 8.2-1 表 換気空調設備の主要__仕様	第 8.2-1 表 換気空調設備の主要 <u>機器仕様</u>
*8-9-63	下 9 と下 8 の間	（記載追加）	<u>原子炉建物放水設備である泡消火薬剤容器は，航空機燃料火災に対応するため，大型送水ポンプ車に接続することで泡消火できるものを 1 セット 5 個に加えて，泡消火薬剤容器の破損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 個を保管する。</u>
*8-9-72 ～ *8-9-73		第 9.4-1 表 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備の主要機器仕様	別紙 8-14 に変更する。
*8-9-88		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（格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器の減圧及び除熱）	別紙 8-15 に変更する。

頁	行	補正前	補正後
*8-9-97		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（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ガス及び酸素ガスの排出）	別紙8-16に変更する。
*8-9-99		第9.5-4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（水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備）（2）	別紙8-17に変更する。
**8-10	下4～下3	…格納容器代替スプレイ__（常設…	…格納容器代替スプレイ系（常設…
*8-10-12	上4	…格納容器代替スプレイ__（可搬…	…格納容器代替スプレイ系（可搬…
*8-10-14	下11	…及び中間領域 <u>中性子計装</u> に…	…及び中間領域__計装に…
*8-10-48	上7～上8	母線電圧は105V及び <u>230V</u> である。	母線電圧は105V及び <u>210V</u> である。
*8-10-76	下10～下9	…地形 <u>及びその標高</u> , <u>河川</u> 等…	…地形, <u>標高</u> <u>及び河川</u> 等…
	下7	…繰り返し <u>襲来</u> …	…繰り返し <u>来襲</u> …

頁	行	補正前	補正後
*8-10-77	下4～下2	c. 取水路，放水路等の経路から， <u>津波が流入する可能性</u> について検討した上で， <u>流入の可能性のある経路</u> （扉，開口部，貫通口等）を特定し，必要に応じ <u>浸水対策</u> を…	c. 取水路，放水路等の経路から， <u>重要な安全機能を有する施設の設置された敷地並びに重要な安全機能を有する設備を内包する建物及び区画に津波の流入する可能性</u> について検討した上で， <u>流入する可能性のある経路</u> （扉，開口部，貫通口等）を特定し，必要に応じ <u>流入防止の対策</u> を…
	上8～上10	… <u>浸水範囲を想定</u> （以下10.5において「 <u>浸水想定範囲</u> 」という。） <u>するとともに，同範囲の境界において浸水の可能性のある経路及び浸水口</u> （扉，開口部，貫通口等）を特定し…	… <u>浸水範囲を想定するとともに，当該想定される浸水範囲</u> （以下10.5において「 <u>浸水想定範囲</u> 」という。） <u>の境界において浸水想定範囲外に流出する可能性のある経路</u> （扉，開口部，貫通口等）を特定し…
	下8～下5	… <u>津波による溢水</u> を考慮した <u>浸水範囲及び浸水量を保守的に想定</u> した上で， <u>浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路及び浸水口</u> （扉，開口部，貫通口等）を特定し，それらに対して必要に応じ <u>浸水対策</u> を施す設計とする。	… <u>地震による溢水に加えて津波の流入</u> を考慮した <u>浸水範囲及び浸水量を安全側に想定</u> した上で， <u>浸水防護重点化範囲に流入する可能性のある経路</u> （扉，開口部，貫通口等）を特定し，それらに対して必要に応じ <u>流入防止の対策</u> を施す設計とする。
*8-10-77 ～ *8-10-78	下1 ～ 上1	…水位の低下に対して， <u>非常用海水ポンプが機能保持でき，かつ，冷却に必要な海水が確保</u> できる…	…水位の低下に対して <u>冷却に必要な海水を確保することにより，非常用海水ポンプが機能を保持</u> できる…
*8-10-78	上4	… <u>機能保持</u> できる…	… <u>機能を保持</u> できる…
	上6	… <u>浸水経路</u> …	… <u>流入経路</u> …

頁	行	補正前	補正後
*8-10-79	上 13	… <u>機能保持</u> する	… <u>機能を保持</u> する…
	下 10	… <u>侵入</u> 角度…	… <u>侵入</u> 角度…
	下 7	… <u>侵食</u> …	… <u>侵食</u> …
	下 5	…耐性__…	…耐性等…
	下 3～下 2	…における <u>浸水時及び浸水後の波圧等</u> に対する耐性等を評価し，越流時の耐性__に…	…における <u>津波や浸水による荷重等</u> に対する耐性等を評価し，越流時の耐性等に…
	上 6	… <u>破損，倒壊及び漂流</u> する…	… <u>破損又は損壊した後に漂流</u> する…
*8-10-81	下 13	…繰り返しの <u>襲来</u> …	…繰り返しの <u>来襲</u> …
	下 9	…繰り返しの <u>襲来</u> …	…繰り返しの <u>来襲</u> …
	上 4	… <u>侵食</u> …	… <u>侵食</u> …
*8-10-82	下 5	… <u>侵食</u> …	… <u>侵食</u> …
	上 10	… <u>侵食</u> …	… <u>侵食</u> …
*8-10-83	上 9	…耐性__…	…耐性等…
*8-10-84	上 3	…耐性__…	…耐性等…
*8-10-84	下 6～下 5	また， <u>浸水時の波圧等</u> に対する耐性__…	また， <u>津波や浸水による荷重等</u> に対する耐性等…
*8-10-85	下 12	さらに， <u>浸水時の波圧等</u> に対する耐性__…	さらに， <u>津波や浸水による荷重等</u> に対する耐性等…
	下 1	さらに， <u>浸水時の波圧等</u> に対する耐性__…	さらに， <u>津波や浸水による荷重等</u> に対する耐性等…

頁	行	補正前	補正後
*8-10-86	上 10	さらに、 <u>浸水時の波圧等</u> に対する耐性__…	さらに、 <u>津波や浸水による荷重等</u> に対する耐性等…
*8-10-87	上 9	また、 <u>浸水時及び浸水後の水圧等</u> …	また、 <u>津波や浸水による荷重等</u> …
*8-10-90	上 6	…津波の <u>襲来</u> …	…津波の <u>来襲</u> …
*8-10-92	上 13	… <u>浸水対策</u> …	… <u>流入防止の対策</u> …
	下 6	… <u>浸水対策</u> …	… <u>流入防止の対策</u> …
*8-10-196		第10.2-20図 代替電源設備系統概要図（タンクローリによる給油）（非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクから各機器への給油）	別紙 8-18 に変更する
*8-10-198		第10.3-2図 開閉所単線結線図	別紙 8-19 に変更する。
*8-10-200		第10.4-1図(2) 消火栓設備系統概要図	別紙 8-20 に変更する。

なお、\*を示した頁は、令和3年5月10日付け、電安炉技第1号で一部補正した頁を、\*\*を付した頁は、令和3年6月14日付け、電安炉技第7号で一部補正した頁を示す。

第1.3-2表 本発電用原子炉施設の安全上の機能別重要度分類 (1/9)

重要度分類指針		島根原子力発電所 2号炉	
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器
PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は (b) 燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系(計装等の小口径配管・機器は除く。)
		2) 過剰反応度の印加防止機能	制御棒カップリング
		3) 炉心形状の維持機能	炉心支持構造物(炉心シェラウド、シェラウドサポート、上部格子板、炉心支持板、制御棒案内管)、燃料集合体(ただし、燃料を除く。)
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	1) 原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系の制御棒による系(制御棒及び制御棒駆動系(スクラム機能))
		2) 未臨界維持機能	原子炉停止系(制御棒による系、ほう酸水注入系)
			制御棒
			制御棒案内管
			制御棒駆動機構
			水圧制御ユニット(スクラムパイロット弁、スクラム弁、アキュムレータ、窒素容器、配管・弁)
			制御棒カップリング
			制御棒駆動機構カップリング
			制御棒駆動機構ハウジング
			制御棒駆動機構
	ほう酸水注入系(ほう酸水注入ポンプ、注入弁、タンク出口弁、ほう酸水貯蔵タンク、ポンプ吸込配管・弁、注入配管・弁)		
	逃がし安全弁(安全弁開機能)		



第1.3-2表 本発電用原子炉施設の安全上の機能別重要度分類 (6/9)

重要度分類指針		島根原子力発電所 2号炉	
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器
MS-2	1) PS-2の構築物、系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を小さくするようにする構築物、系統及び機器 2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	機能 2) 放射性物質放出の防止機能	構築物、系統又は機器 原子炉建物 (原子炉建物原子炉棟) 非常用ガス処理系 (排気ファン、フィルタ装置、原子炉建物原子炉棟吸込口から排気筒頂部までの配管・弁、乾燥装置 (乾燥機能部分)) 排気筒 (非常用ガス処理系排気管の支持機能)
		1) 事故時のプラント状態の把握機能	中性子束、原子炉スクラム用電磁接触器の状態又は制御棒位置 原子炉水位 (広帯域、燃料域)、原子炉圧力 原子炉格納容器圧力、格納容器エリヤ放射線量率、サブプレッション・プール水温 「低温停止への移行」 原子炉圧力、原子炉水位 (広帯域) 「ドライウエルスブレイ」 原子炉水位 (広帯域、燃料域)、格納容器圧力 「サブプレッション・プール冷却」 原子炉水位 (広帯域、燃料域)、サブプレッション・プール水温 「可燃性ガス濃度制御系起動」 原子炉格納容器水素濃度、原子炉格納容器酸素濃度
PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器	2) 異常状態の緩和機能 3) 制御室外からの安全停止機能	— 中央制御室外原子炉停止系
		1) 原子炉冷却材保持機能 (PS-1、PS-2以外のもの) 2) 原子炉冷却材の循環機能 3) 放射性物質の貯蔵機能	原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される小口径配管・弁 計装配管・弁 試料採取系配管・弁 ドレン配管・弁 ベント配管・弁 原子炉再循環ポンプ 配管・弁 ライザ管 (炉内) ジェットポンプ 復水貯蔵タンク 液体廃棄物処理系 (タンク) 固体廃棄物処理系 (タンク、固体廃棄物貯蔵所 (ドラム缶))

第1.4.1-1表 クラス別施設

耐震重要度 分類	クラス別施設	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)	
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	適用範囲	適用範囲	検討用 地震動 (注6)
Sクラス (注7)	(i) 原子炉冷却材バウングラリを構成する機器・配管系	原子炉圧力容器	S	隔離弁を閉とす るに必要な電気 計装設備	S	原子炉圧力容器 支持スカート ・機器・配管、電 気計装設備等の 支持構造物	S	原子炉圧力容器 ペデスタル ・原子炉建物 ・制御室建物 ・廃棄物処理建物	S s	ガンマ線遮蔽壁 ・中央制御室天井照 明 ・1号炉排気筒 ・1号炉原子炉建物 ・1号炉タービン建 物 ・1号炉廃棄物処理 建物 ・その他	S s
		原子炉冷却材バウングラリに 属する容器・配 管・ポンプ・弁	S								S

(つづき)

耐震重要度 分類	クラス別施設 を貯蔵するた めの施設	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)		
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	適用範囲	適用範囲	検討用 地震動 (注6)	
Sクラス (注7)	(ii) 使用済燃料 を貯蔵するた めの施設	燃料プールの 使用済燃料貯蔵 ラック	S	燃料プールの水補 給設備(残留熱 除去系(燃料プ ールの補給に 必要な設備)) ・非常用電源及び 計装設備(ダイ ーゼル発電機及 びその冷却系・ 補助設備を含 む。)	S	機器・配管、電 気計装設備等の 支持構造物	S	原子炉建物 ・制御室建物 ・廃棄物処理建物 ・タービン建物 ・非常用電源の燃 料油系を支持す る構造物(注8) ・取水槽	S s	原子炉建物天井 クレーン ・燃料取替機 ・制御棒貯蔵ハンガ ー ・チャネル着脱装 置 ・耐火障壁 ・中央制御室天井照 明 ・チャネル取扱ブ ーム ・原子炉浄化系補助 熱交換器 ・グラント蒸気排ガ スファイルタ ・取水槽ガントリク レーン ・除じん機 ・1号炉排気筒 ・1号炉原子炉建物 ・1号炉タービン建 物 ・1号炉廃棄物処理 建物 ・竜巻防護対策設備 (注9) ・その他	S s	S s

(つづき)

耐震重要度 分類	クラス別施設	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)				
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	適用範囲	適用範囲	検討用 地震動 (注6)			
Sクラス (注7)	(iii) 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するため施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設	適用範囲	S	適用範囲	S	適用範囲	S	適用範囲	原子炉建物 ・制御室建物 ・廃棄物処理建物 ・タービン建物 ・非常用電源の燃料油系を支持する構造物(注8) ・取水槽	適用範囲	S s	適用範囲	S s	
		・制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系(スクラム機能に関する部分)		・炉心支持構造物 ・非常用電源及び計装設備(ディーゼル発電機及びその冷却系・補助設備を含む。)		・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物		・原子炉建物 ・制御室建物 ・廃棄物処理建物 ・タービン建物 ・非常用電源の燃料油系を支持する構造物(注8) ・取水槽		・耐火障壁 ・中央制御室天井照明 ・原子炉浄化系補助熱交換器 ・グラント蒸気排ガスファイルタ ・取水槽ガントリクレーン ・除じん機 ・1号炉排気筒 ・1号炉原子炉建物 ・1号炉タービン建物 ・1号炉廃棄物処理建物 ・竜巻防護対策設備(注9) ・その他		S s	S s	
		・ほう酸水注入系	S	・チャネル・ボックス	S								S s	S s

(つづき)

耐震重要度 分類	クラス別施設	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)			
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注6)		
Sクラス (注7)	(iv) 原子炉停止 後、炉心から崩 壊熱を除去す るための施設	適用範囲	S	適用範囲	S	適用範囲	S	適用範囲	S s	適用範囲	S s		
		・原子炉隔離時冷 却系		・当該設備の冷却 系(原子炉補機 冷却系、高圧炉 心スプレイ系補 機冷却系)		・機器・配管、電 気計装設備等の 支持構造物		・原子炉建物 ・制御室建物 ・廃棄物処理建物 ・タービン建物 ・非常用電源の燃 料油系を支持す る構造物(注8) ・取水槽	S s	・耐火障壁 ・中央制御室天井照 明	S s		
		・残留熱除去系 (原子炉停止時 冷却モード運転 に必要な設備)	S	・炉心支持構造物 ・非常用電源及び 計装設備(デイ ーゼル発電機及 びその冷却系・ 補助設備を含 む。)	S				・グラント蒸気排ガ スファイルタ ・取水槽ガントリク レーン ・除じん機 ・1号炉排気筒 ・1号炉原子炉建物 ・1号炉タービン建 物 ・1号炉廃棄物処理 建物 ・竜巻防護対策設備 (注9) ・その他	S s	S s		
		・冷却水源として のサブプレッショ ン・チェンバ	S	・当該施設の機能 維持に必要な換 気空調設備	S								S s

(つづき)

耐震重要度 分類	クラス別施設	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)	
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注6)
S クラス (注7)	(v) 原子炉冷却材圧力バウンス後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>非常用炉心冷却系</li> <li>1) 高圧炉心スプレイ系</li> <li>2) 低圧炉心スプレイ系</li> <li>3) 残留熱除去系 (低圧注水モード運転に必要な設備)</li> <li>4) 自動減圧系</li> <li>冷却水源としてのサブプレッション・チェンバ</li> </ul>	S	<ul style="list-style-type: none"> <li>当該設備の冷却系 (原子炉補機冷却系、高圧炉心スプレイ系補助機冷却系)</li> <li>非常用電源及び計装設備 (ディーゼル発電機及びその冷却系・補助設備を含む。)</li> <li>中央制御室遮蔽及び中央制御室換気系</li> <li>当該施設の機能維持に必要な換気空調設備</li> </ul>	S	<ul style="list-style-type: none"> <li>機器・配管、電気計装設備等</li> <li>支持構造物</li> </ul>	S	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建物</li> <li>制御室建物</li> <li>廃棄物処理建物</li> <li>タービン建物</li> <li>非常用電源の燃料油系を支持する構造物 (注8)</li> <li>取水槽</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>耐火障壁</li> <li>中央制御室天井照明</li> <li>原子炉浄化系補助熱交換器</li> <li>グラント蒸気排ガスフィルタ</li> <li>取水槽ガントリクレーン</li> <li>除じん機</li> <li>1号炉排気筒</li> <li>1号炉原子炉建物</li> <li>1号炉タービン建物</li> <li>1号炉廃棄物処理建物</li> <li>竜巻防護対策設備 (注9)</li> <li>その他</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>S s</li> <li>S s</li> <li>S s</li> <li>S s</li> <li>S s</li> <li>S s</li> <li>S s</li> <li>S s</li> <li>S s</li> <li>S s</li> <li>S s</li> <li>S s</li> </ul>	

(つづき)

耐震重要度 分類	クラス別施設	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)	
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注6)
Sクラス (注7)	(vi)原子炉冷却材圧力バウンス破損事故の際に、圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設	適用範囲	S	適用範囲	S	適用範囲	S	適用範囲	S s	適用範囲	S s
		・原子炉格納容器 ・原子炉格納容器 バウンダリに属 する配管・弁	S	・隔離弁を閉とす るに必要な電気 計装設備	S	・機器・配管、電 気計装設備等の 支持構造物	S	・原子炉建物 ・制御室建物 ・廃棄物処理建物	S s S s S s	・原子炉ウエルシ ールドプラグ ・中央制御室天井照 明 ・1号炉排気筒 ・1号炉原子炉建物 ・1号炉タービン建 物 ・1号炉廃棄物処理 建物 ・その他	S s S s S s S s S s S s S s

(つづき)

耐震重要度 分類	クラス別施設	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)	
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注6)	適用範囲	検討用 地震動 (注6)
Sクラス (注7)	(vii)放射線物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するたための施設であり、Sクラス(vi)以外の施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱除去系(格納容器冷却モード及びサブレーション・プール水冷却モード運転に必要な設備)</li> <li>可燃性ガス濃度制御系</li> <li>原子炉棟</li> <li>非常用ガス処理系(排気管含む)</li> <li>原子炉格納容器圧力抑制装置(ベント管)</li> <li>冷却水源としてのサブレーション・チェーン</li> </ul>	S	<ul style="list-style-type: none"> <li>当該設備の冷却系(原子炉補機冷却系)</li> <li>非常用電源及び計装設備(ディーゼル発電機及びその冷却系・補助設備を含む。)</li> <li>当該施設の機能維持に必要な電気空調設備</li> </ul>	S	<ul style="list-style-type: none"> <li>機器・配管、電気計装設備等の支持構造物</li> </ul>	S	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建物</li> <li>制御室建物</li> <li>廃棄物処理建物</li> <li>タービン建物</li> <li>排気筒</li> <li>非常用電源の燃料油系を支持する構造物(注8)</li> <li>取水槽</li> </ul>	S s	<ul style="list-style-type: none"> <li>耐火障壁</li> <li>中央制御室天井照明</li> <li>原子炉浄化系補助熱交換器</li> <li>グラント蒸気排ガスファイルタ</li> <li>格納容器空気置換排風機</li> <li>取水槽ガントリクレーン</li> <li>主排気ダクト</li> <li>除じん機</li> <li>1号炉排気筒</li> <li>1号炉原子炉建物</li> <li>1号炉タービン建物</li> <li>1号炉廃棄物処理建物</li> <li>排気筒モニタ室</li> <li>竜巻防護対策設備(注9)</li> <li>その他</li> </ul>	S s
					S				S s		



(つづき)

耐震重要度 分類	クラス別施設	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)	
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注6)
S クラス (注7)	(Ⅷ)津波防護機能 を有する施設及び浸水防止機能を有する設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>防波壁</li> <li>防波壁通路防波扉</li> <li>屋外排水路逆止弁</li> <li>防水壁</li> <li>水密扉</li> <li>床ドレン逆止弁</li> <li>貫通部止水処置</li> <li>原子炉補機海水系(浸水防止機能)を有する部分)</li> <li>高圧炉心スプレイ補機海水系(浸水防止機能を有する部分)</li> <li>循環水系(浸水防止機能を有する部分)</li> <li>タービン補機海水系(浸水防止機能を有する部分)</li> <li>除じん系(浸水防止機能を有する部分)</li> <li>液体廃棄物処理系(浸水防止機能を有する部分)</li> <li>1号炉取水槽流路縮小工</li> </ul>	S	<ul style="list-style-type: none"> <li>隔離弁を閉とす るに必要な電気 計装設備</li> </ul>	S	<ul style="list-style-type: none"> <li>機器・配管等の 支持構造物</li> </ul>	S	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建物</li> <li>制御室建物</li> <li>廃棄物処理建物</li> <li>タービン建物</li> <li>取水槽</li> <li>屋外配管ダクト (タービン建物 ～放水槽)</li> <li>1号炉取水槽北 側壁</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建物 S s</li> <li>制御室建物 S s</li> <li>廃棄物処理建物 S s</li> <li>タービン建物 S s</li> <li>取水槽 S s</li> <li>屋外配管ダクト (タービン建物 ～放水槽) S s</li> <li>1号炉取水槽北 側壁 S s</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室天井照 明</li> <li>タービン補機冷却 系熱交換器</li> <li>取水槽ガントリク レーン</li> <li>1号炉排気筒</li> <li>サイトバンカ建物</li> <li>1号炉原子炉建物</li> <li>1号炉タービン建 物</li> <li>1号炉廃棄物処理 建物</li> <li>竜巻防護対策設備 (注9)</li> <li>取水槽海水ポンプ エリア防水壁</li> <li>1号炉取水槽ピッ ト部</li> <li>その他</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>S s</li> <li>S s</li> <li>S s</li> <li>S s</li> <li>S s</li> <li>S s</li> <li>S s</li> <li>S s</li> <li>S s</li> <li>S s</li> <li>S s</li> <li>S s</li> </ul>

(つづき)

耐震重要度 分類	クラス別施設	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)	
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注6)	適用範囲	検討用 地震動 (注6)
Sクラス (注7)	(ix)敷地における津波監視機能有する設備	・津波監視カメラ	S	・非常用電源及び計装設備(ダイゼル発電機及びその冷却系・補助設備を含む。)	S	・機器・配管、電気計装設備等 の支持構造物	S	・原子炉建物 ・制御室建物 ・廃棄物処理建物 ・タービン建物 ・排気筒 ・非常用電源の燃料油系を支持する構造物(注8) ・取水槽 ・防波壁	S s	・耐火障壁 ・中央制御室天井照明 ・原子炉浄化系補助熱交換器 ・グラントド蒸気排ガスファンタ ・取水槽ガントリクレーン ・主排気ダクト ・除じん機 ・1号炉排気筒 ・1号炉原子炉建物 ・1号炉タービン建物 ・1号炉廃棄物処理建物 ・排気筒モニタ室 ・竜巻防護対策設備(注9)	S s
		・取水槽水位計	S						S s		・取水槽海水ポンプエリア防水壁 ・その他

(つづき)

耐震重要度 分類	クラス別施設	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)	
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注6)
Bクラス	(i)原子炉冷却材圧カバウンダリに直接接続されていて、一次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>主蒸気系（原子炉格納容器外側主蒸気隔離弁から主蒸気止め弁まで）</li> <li>逃がし安全弁排気管</li> </ul>	B (注10)	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>機器・配管等の支持構造物</li> </ul>	B (注10)	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建物</li> <li>タービン建物（原子炉格納容器外側主蒸気隔離弁から主蒸気止め弁までの配管・弁を支持する部分）</li> </ul>	Sd Sd
		<ul style="list-style-type: none"> <li>主蒸気系及び給水系</li> <li>原子炉浄化系</li> </ul>	B B	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>機器・配管等の支持構造物</li> </ul>	B	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建物</li> <li>タービン建物</li> </ul>	S <sub>B</sub> S <sub>B</sub>
	(ii)放射性廃棄物を内蔵している施設（ただし、内蔵量が少ない又は貯蔵方式により、その破損により公衆に与える放射線の影響が実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）第2条第2項第6号に規定する「周辺監視区域」外における年間の線量限度に比べ十分小さいものは除く。）	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射性廃棄物廃棄施設</li> </ul> ただし、Cクラスに属するものは除く	B	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>機器・配管等の支持構造物</li> </ul>	B	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建物</li> <li>タービン建物</li> <li>廃棄物処理建物</li> <li>サイトバンカ建物</li> <li>当該設備を支持する構造物</li> </ul>	S <sub>B</sub> S <sub>B</sub> S <sub>B</sub> S <sub>B</sub> S <sub>B</sub>

(つづき)

耐震重要度 分類	クラス別施設	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)	
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注6)
Bクラス	(iii) 放射性廃棄物 以外の放射性物質 に関連した施設 で、その破損に より、公衆及び従 事者に過大な放射 線被ばくを与 える可能性のある 施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>制御棒駆動水圧系 (放射性流体を内 蔵する部分、ただ し、スクラム機能 に関するものを除 く)</li> <li>蒸気タービン、復 水器、給水加熱器 及びその主要配管</li> <li>復水系</li> <li>復水輸送系</li> <li>復水貯蔵タンク</li> <li>補助復水貯蔵タン ク</li> <li>放射線低減効果の 大きい遮蔽</li> <li>原子炉建物天井ク レーン</li> <li>燃料取替機</li> <li>制御棒貯蔵ラック</li> </ul>	B	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>機器・配管等の 支持構造物</li> </ul>	B	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建物</li> <li>タービン建物</li> <li>廃棄物処理建物</li> <li>当該設備を支持 する構造物</li> </ul>	S <sub>B</sub> S <sub>B</sub> S <sub>B</sub> S <sub>B</sub>
		<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プール冷却系</li> </ul>	B	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機冷却 系</li> <li>電気計装設備</li> </ul>	B	<ul style="list-style-type: none"> <li>機器・配管、電 気計装設備等の 支持構造物</li> </ul>	B	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建物</li> <li>タービン建物</li> <li>制御室建物</li> <li>廃棄物処理建物</li> <li>取水槽</li> </ul>	S <sub>B</sub> S <sub>B</sub> S <sub>B</sub> S <sub>B</sub> S <sub>B</sub>

(つづき)

耐震重要度 分類	クラス別施設	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)	
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注6)
Bクラス	(v)放射性物質の 放出を伴うよう な場合に、その外 部放散を抑制す るための施設で、 Sクラスに属さ ない施設	-	-	-	-	-	-	-	-

(つづき)

耐震重要度 分類	クラス別施設	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)	
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注6)
Cクラス	(i) 原子炉の反応度を制御するための施設でSクラス及びBクラスに属さない施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉再循環流量制御系</li> <li>制御棒駆動水圧系(Sクラス及びBクラスに属さない部分)</li> </ul>	C	—	—	C	<ul style="list-style-type: none"> <li>機器・配管、電気計装設備等 の支持構造物</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建物</li> <li>制御室建物</li> <li>廃棄物処理建物</li> </ul>	S <sub>c</sub> S <sub>c</sub> S <sub>c</sub>
	(ii) 放射性物質を内蔵しているか、又はこれに関連した施設でSクラス及びBクラスに属さない施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>試料採取系</li> <li>ランドリ・ドレン系</li> <li>シャワ・ドレン系</li> <li>固化装置より下流の固体廃棄物の取扱設備(貯蔵設備を含む)</li> <li>雑固体廃棄物の取扱設備</li> <li>新燃料貯蔵庫</li> <li>その他</li> </ul>	C C C C C C C	—	—	—	C	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建物</li> <li>制御室建物</li> <li>タービン建物</li> <li>廃棄物処理建物</li> <li>サイトバンカ建物</li> <li>固体廃棄物貯蔵所</li> <li>当該設備を支持する構造物</li> </ul>	S <sub>c</sub> S <sub>c</sub> S <sub>c</sub> S <sub>c</sub> S <sub>c</sub> S <sub>c</sub> S <sub>c</sub>

(つづき)

耐震重要度 分類	クラス別施設	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)	
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注6)
Cクラス	(iii)放射線安全に 関係しない施設 等	<ul style="list-style-type: none"> <li>循環水系(Sクラスに属さない部分)</li> <li>タービン補機冷却系(Sクラスに属さない部分)</li> <li>所内ボイラ</li> <li>消火設備</li> <li>開閉所, 発電機, 変圧器</li> <li>換気空調設備(Sクラスの換気空調設備以外のもの)</li> <li>窒素ガス制御系(Sクラスに属さない部分)</li> <li>補給水系</li> <li>タービン建物天井クレーン</li> <li>圧縮空気系</li> <li>緊急時対策所</li> <li>その他</li> </ul>	C	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>機器・配管, 電気計装設備等の支持構造物</li> </ul>	C	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建物</li> <li>制御室建物</li> <li>廃棄物処理建物</li> <li>タービン建物</li> <li>当該設備を支持する構造物</li> </ul>	S <sub>c</sub> S <sub>c</sub> S <sub>c</sub> S <sub>c</sub> S <sub>c</sub>
		<ul style="list-style-type: none"> <li>地下水位低下設備</li> </ul>	C (注12)	<ul style="list-style-type: none"> <li>電気計装設備</li> </ul>	C (注12)	<ul style="list-style-type: none"> <li>機器・配管, 電気計装設備等の支持構造物</li> </ul>	C (注12)	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建物</li> <li>制御室建物</li> <li>廃棄物処理建物</li> <li>タービン建物</li> </ul>	S <sub>s</sub> S <sub>s</sub> S <sub>s</sub> S <sub>s</sub>

- (注 1) 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。
- (注 2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。
- (注 3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物、若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける構造物をいう。
- (注 4) 間接支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物（建物・構築物）をいう。
- (注 5) 波及的影響を考慮すべき施設とは、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの破損等によって上位のクラスに属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある施設をいう。
- (注 6)  $S_s$  : 基準地震動  $S_s$  により定まる地震力。  
 $S_d$  : 弾性設計用地震動  $S_d$  により定まる地震力。  
 $S_B$  : Bクラス施設に適用される地震力。  
 $S_C$  : Cクラス施設に適用される静的地震力。
- (注 7) 圧力容器内部構造物は、炉内にあることの重要性から S クラスに準ずる。
- (注 8) 非常用電源の燃料油系を支持する構造物とは、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク基礎、屋外配管ダクト(B-ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物)、屋外配管ダクト(タービン建物～排気筒)及び排気筒をいう。
- (注 9) 建物開口部の竜巻防護対策設備は比較的大型の鋼製構造物であり、建物の上部に設置されているため、上位クラス施設は特定しないが、波及的影響を考慮すべき施設とする。
- (注 10) Bクラスではあるが、弾性設計用地震動  $S_d$  に対し破損しないことの検討を行うものとする。
- (注 11) 地震により逃がし安全弁排気管が破損したとしても、ドライウェル内に放出された蒸気はベント管を通してサブプレッション・チェンバのプール水中に導かれて凝縮するため、格納容器内圧が有意に上昇することはないと考えられるが、基準地震動  $S_s$  に対し破損しないことを確認する。
- (注 12) Cクラスではあるが、基準地震動  $S_s$  に対し機能維持することを確認する。



第1.5-2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
防波壁		津波防護施設	・津波が地上部から敷地へ到達，流入することを防止する。
防波壁通路防波扉			
屋外排水路逆止弁		浸水防止設備	・津波が屋外排水路から敷地へ到達，流入することを防止する。
取水槽	流路縮小工(1号炉)	津波防護施設	・津波が取水路から敷地へ到達，流入することを防止する。
	防水壁	浸水防止設備	
	水密扉		
	床ドレン逆止弁		・津波が取水路から取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアへ到達，流入することを防止する。
	貫通部止水処置		・津波が取水槽除じん機エリアから敷地へ到達，流入すること及び取水槽海水ポンプエリアへ流入することを防止する。
	隔離弁，ポンプ及び配管		・地震による取水槽内の海水系機器の損傷箇所を介しての津波の流入に対して浸水防護重点化範囲への流入を防止する。
タービン建物他	防水壁		浸水防止設備
	水密扉		
	床ドレン逆止弁		
	貫通部止水処置		
	隔離弁，配管		
放水槽	貫通部止水処置	浸水防止設備	・津波が放水槽からタービン建物へ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来襲を察知し，その影響を俯瞰的に把握する。
取水槽水位計			

第 1.5-3 表 流入経路特定結果

流入経路		流入箇所
取水路	2号炉	取水槽除じん機エリア天端開口部 (EL. +8.8m)
		取水槽除じん機エリアと取水槽海水ポンプエリアとの貫通部 (EL. +6.3m~+7.3m)
		取水槽除じん機エリアと取水槽C/Cケーブルダクトとの貫通部 (EL. +6.2m~+6.5m)
		床面開口部 (EL. +1.1m)
	循環水系	循環水ポンプ (据付部含む) 及び配管 (EL. +1.1m) ※ <sup>1</sup>
海水系	原子炉補機海水ポンプ (据付部含む) 及び配管 (EL. +1.1m) ※ <sup>1</sup>	
	高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ (据付部含む) 及び配管 (EL. +1.1m) ※ <sup>1</sup>	
	タービン補機海水ポンプ (据付部含む) 及び配管 (EL. +1.1m) ※ <sup>1</sup>	
	除じんポンプ (据付部含む) 及び配管 (EL. +1.1m) ※ <sup>1</sup>	
1号炉	取水槽天端開口部 (EL. +8.8m)	
3号炉	取水槽天端開口部 (EL. +8.8m) 取水路点検口天端開口部 (EL. +9.5m)	
放水路	2号炉	放水槽天端開口部 (EL. +8.8m)
		放水接合槽天端開口部 (EL. +8.0m)
		放水槽と屋外配管ダクト (タービン建物~放水槽) との貫通部 (EL. +2.3~+4.5m)
		循環水系
	海水系	原子炉補機海水系配管 (EL. +2.3m) ※ <sup>2</sup>
		タービン補機海水系配管 (EL. +3.3m) ※ <sup>2</sup>
	排水管	液体廃棄物処理系配管 (EL. +4.3m) ※ <sup>2</sup>
1号炉	放水槽天端開口部 (EL. +8.8m) 冷却水排水槽天端開口部 (EL. +8.5m) マンホール天端開口部 (EL. +8.5m) 放水接合槽天端開口部 (EL. +9.0m)	
3号炉	放水槽天端開口部 (EL. +8.8m) 放水接合槽天端開口部 (EL. +8.5m)	
屋外排水路		屋外排水路 (EL. +2.7~+7.3m)

※ 1 施設, 設備を設置した床面高さを記載

※ 2 放水槽への接続高さを記載

第1.5-4(1)表 各経路からの流入評価結果

流入経路	流入箇所	①入力津波高さ (E.L.)	②許容津波高さ (E.L.)	②-① 裕度	評価
2号炉	取水槽除じん機エリア天端開口部	10.6m	11.3m <sup>※1</sup>	0.7m <sup>※7</sup>	許容津波高さが入力津波高さを上回っており、津波は流入しない。
	取水槽海水ポンプエリア		15.0m <sup>※2</sup>	4.4m <sup>※7</sup>	
	取水槽C/Cケーブアルダクト貫通部		15.0m <sup>※2</sup>	4.4m <sup>※7</sup>	
	取水槽床面開口部		15.0m <sup>※3</sup>	4.4m <sup>※7</sup>	
循環水系	循環水ポンプ (据付部含む) 及び配管		-	-	内包流体に対するバウンダリが形成されており、津波は流入しない。
	原子炉補機海水ポンプ (据付部含む) 及び配管		-	-	
海水系	高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ (据付部含む) 及び配管		-	-	内包流体に対するバウンダリが形成されており、津波は流入しない。
	タービン補機海水ポンプ (据付部含む) 及び配管		-	-	
	除じんポンプ (据付部含む) 及び配管		-	-	
1号炉	取水槽天端開口部	7.0m	8.8m <sup>※4</sup>	1.8m <sup>※7</sup>	許容津波高さが入力津波高さを上回っており、津波は流入しない。
3号炉	取水槽天端開口部	7.8m	8.8m <sup>※5</sup>	1.0m <sup>※7</sup>	
	取水路点検口天端開口部	6.4m	9.5m <sup>※6</sup>	3.1m <sup>※7</sup>	

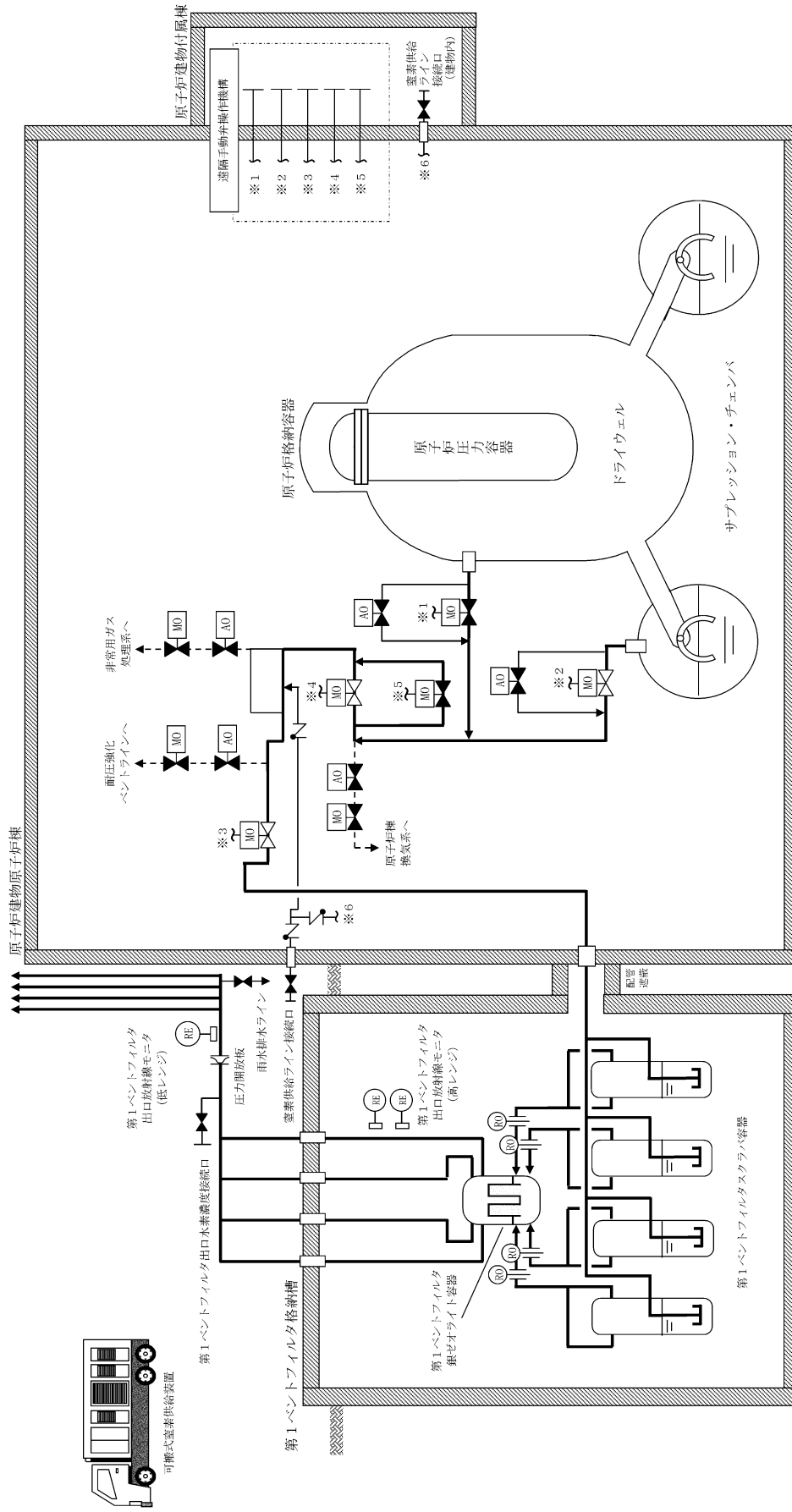
- ※1 取水槽除じん機エリア防水壁高さ
- ※2 貫通部止水処置の許容津波高さ
- ※3 取水槽床ドレン逆止弁の許容津波高さ
- ※4 1号炉取水槽の天端開口高さ
- ※5 3号炉取水槽の天端開口高さ
- ※6 3号炉取水路点検口の天端開口高さ
- ※7 参照する裕度(0.64m)を考慮しても余裕がある

第 1.8.2-2 表 設計竜巻から防護する施設及び竜巻防護対策等 (1 / 2)

設計竜巻から防護する評価対象施設	竜巻の最大風速	飛来物発生防止対策	防護設備 (外殻となる施設)	想定する設計飛来物	手順等
海水ポンプ (原子炉補機海水ポンプ, 高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ) (配管、弁を含む。)	92m/s	<ul style="list-style-type: none"> <li>・固縛</li> <li>・固定</li> <li>・外部事象防護対象施設との隔離</li> </ul>	竜巻防護対策設備	砂利	—
海水ストレーナ (原子炉補機海水ストレーナ, 高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ)			竜巻防護対策設備	—	—
排気筒 (非常用ガス処理系排気管を含む。)			—	鋼製材 砂利	補修
ディーゼル燃料移送ポンプ (A-非常用ディーゼル発電機 (燃料移送系), 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (燃料移送系)) (配管、弁を含む。)			竜巻防護対策設備	砂利	—
換気空調設備 (中央制御室換気系、原子炉建物付属棟空調換気系の外気と繋がるダクト・ファン及び外気との境界となるダンパ・隔離弁)			評価対象施設を内包する施設 竜巻防護対策設備	砂利	—
原子炉棟換気系隔離弁及びダクト			評価対象施設を内包する施設	—	—
非常用ガス処理系配管			評価対象施設を内包する施設	—	—
原子炉建物 1 階 原子炉補機冷却水ポンプ, 熱交換器, 配管及び弁			評価対象施設を内包する施設 竜巻防護対策設備	—	鋼製扉の閉止確認
原子炉建物 2 階 原子炉建物付属棟空調換気系			評価対象施設を内包する施設 竜巻防護対策設備	砂利	—
原子炉建物 4 階 原子炉建物天井クレーン, 燃料取替機, 燃料プール, 燃料プール冷却系配管及び弁, 使用済燃料貯蔵ラック, 燃料集合体			評価対象施設を内包する施設 竜巻防護対策設備	砂利	竜巻襲来予想時 燃料取扱作業の中止
廃棄物処理建物 3 階 中央制御室換気系			評価対象施設を内包する施設 竜巻防護対策設備	砂利	—
安全重要度分類のクラス 1 及びクラス 2 に属する施設のうち上記以外の建物, 構築物内の施設			評価対象施設を内包する施設	—	—
安全重要度分類のクラス 3 に属する施設 (下記以外の施設)			—	—	代替設備の確保 補修, 取替等
安全評価上期待する構築物等			評価対象施設を内包する施設	—	—

第1.8.8-1表 評価対象施設等の抽出結果

	設備区分	評価対象施設等
外部事象防護対象施設	建物	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建物</li> <li>・タービン建物</li> <li>・制御室建物</li> <li>・廃棄物処理建物</li> <li>・排気筒モニタ室</li> </ul>
	屋外に設置されている施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・海水ポンプ（原子炉補機海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ）</li> <li>・ディーゼル燃料移送ポンプ（A-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（燃料移送系））</li> <li>・排気筒</li> <li>・非常用ガス処理系排気管</li> <li>・排気筒モニタ</li> </ul>
	降下火砕物を含む海水の流路となる施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・海水ポンプ（原子炉補機海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ）</li> <li>・海水ストレーナ（原子炉補機海水ストレーナ、高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ）及び下流設備</li> </ul>
	降下火砕物を含む空気の流路となる施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・海水ポンプ（原子炉補機海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ）</li> <li>・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</li> <li>・非常用ディーゼル発電機吸気系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機吸気系</li> <li>・換気系（外気取入口）のうち中央制御室換気系</li> <li>・換気系（外気取入口）のうち原子炉建物付属棟空調換気系</li> <li>・排気筒</li> <li>・非常用ガス処理系排気管</li> <li>・ディーゼル燃料移送ポンプ（A、B-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（燃料移送系））</li> <li>・排気筒モニタ</li> </ul>
	外気から取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・計測制御系統施設（安全保護系盤）</li> <li>・計測制御用電源設備（計装用無停電交流電源装置）</li> <li>・非常用所内電源設備（所内低圧系統）</li> </ul>
外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼし得る施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用ディーゼル発電機吸気系（給気口）</li> <li>・非常用ディーゼル発電機排気消音器及び排気管</li> <li>・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機排気消音器及び排気管</li> <li>・取水設備（除じん装置）</li> </ul>	



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  
(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)

第6.4-2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) (14/18)

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)	可搬型 計測器個数
⑬ 格納容器ハイパスの監視	原子炉炉圧力容器内の状態					
	原子炉炉水位 (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	
	原子炉炉水位 (燃料域) ※2					
	原子炉炉水位 (SA) ※2					
	原子炉炉圧力 ※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
	原子炉炉圧力 (SA) ※2					
原子炉炉圧力容器温度 (SA) ※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 (SA) ※2						
原子炉格納容器内の状態	ドライウエル圧力 (SA) ※2				「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	
	サブレーション・チェンバ圧力 (SA) ※1					
	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	0 ~ 4 MPa [gage]	最大値： 1. 0MPa [gage]		残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系の最高使用圧力 (1. 0MPa [gage]) を監視可能。
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	0 ~ 5 MPa [gage]	最大値： 2. 0MPa [gage]	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の最高使用圧力 (2. 0MPa [gage]) を監視可能。	
原子炉建物内の状態	原子炉炉圧力 ※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	
	原子炉炉圧力 (SA) ※1					

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。

※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レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) 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：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (16/18)

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)	可搬型 計測器個数
④ 水源 の 確保 (2/2)	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力※1	1	0～10MPa [gage]	最大値： 9.02MPa [gage]	原子炉隔離時冷却系の運転時における，原子炉隔離時冷却系 系統の最高使用圧力 (9.02MPa [gage]) を監視可能。	1
	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力※1	1	0～12MPa [gage]	最大値： 8.93MPa [gage]	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 系統の最高使用圧力 (8.93MPa [gage]) を監視可能。	
	残留熱除去ポンプ出口圧力※1	「⑩格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ				
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力※1					
	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力※1					
	残留熱代替除去ポンプ出口圧力※1	2	0～3MPa [gage]	—※8	重大事故等時における，残留熱代替除去ポンプの最高使用圧 力 (2.5MPa [gage]) を監視可能。	1
	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) ※1					

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブレシジョン・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

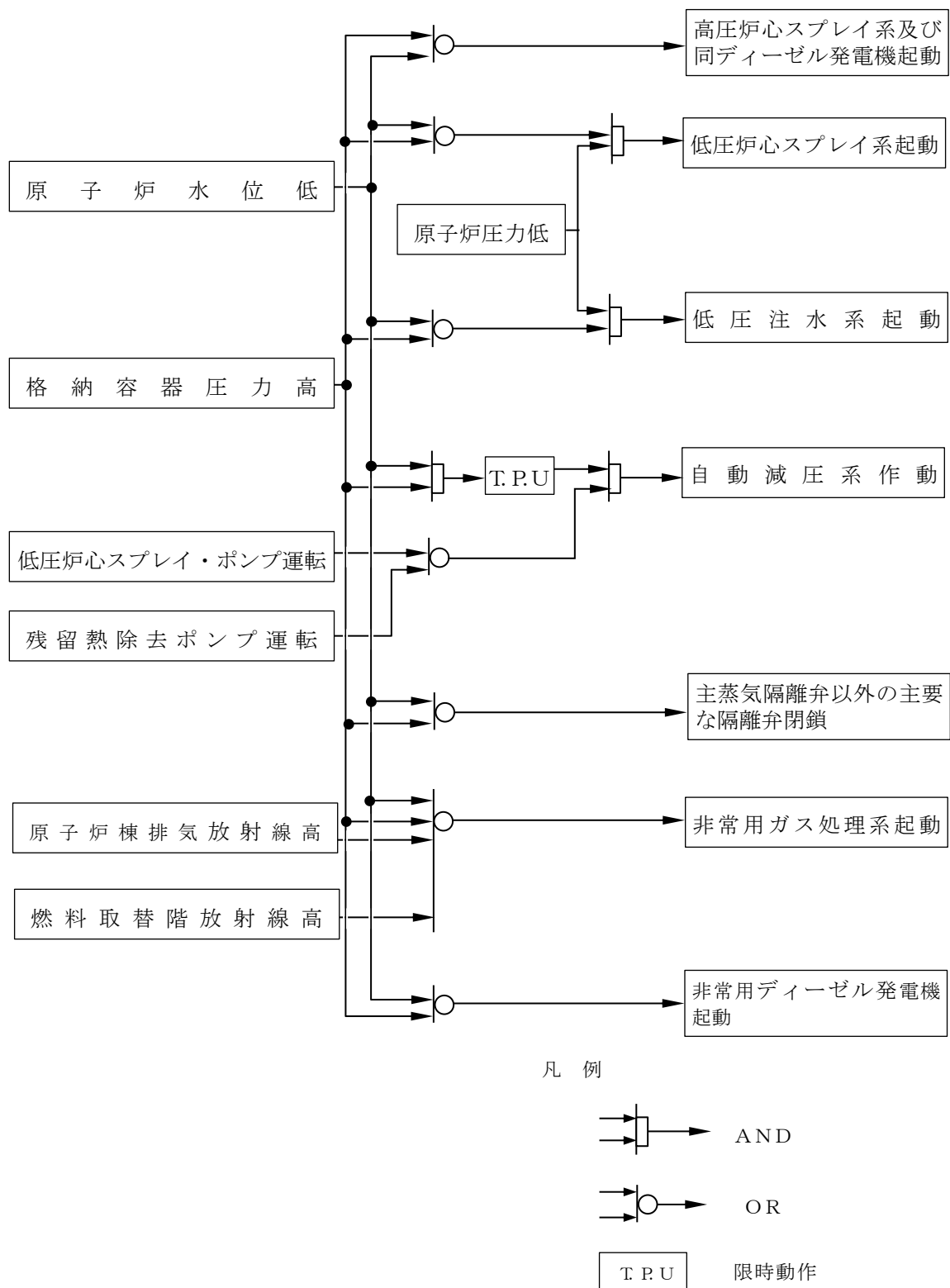
※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。

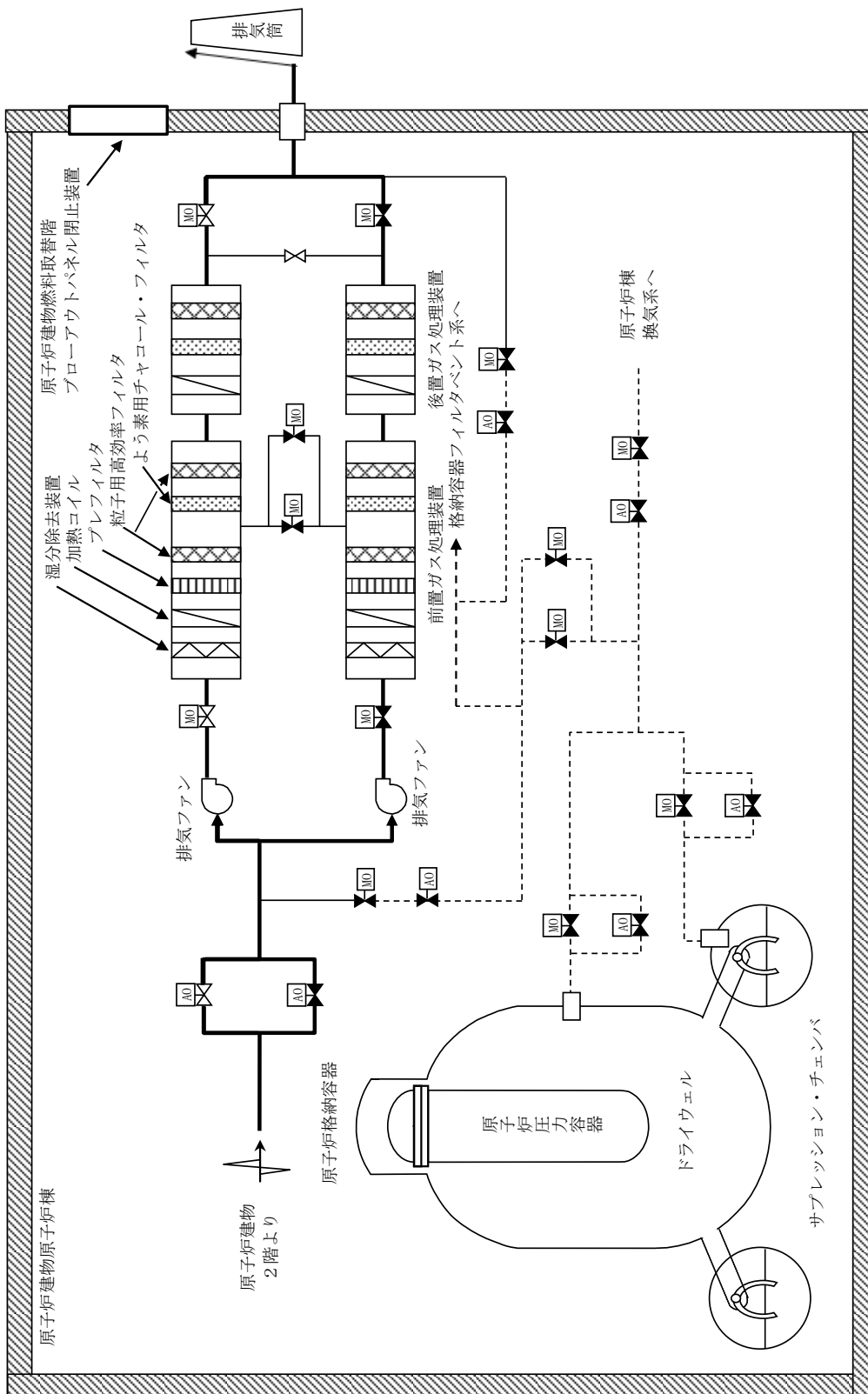
※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。





第 6.6—6 図 工学的安全施設作動回路の機能説明図 (その 2)



第6.10-4図 中央制御室（重大事故等時）系統概要図

(運転員の被ばくを低減するための設備（非常用ガス処理系，原子炉建物燃料取替階ブローアアウトパネル閉止装置）)

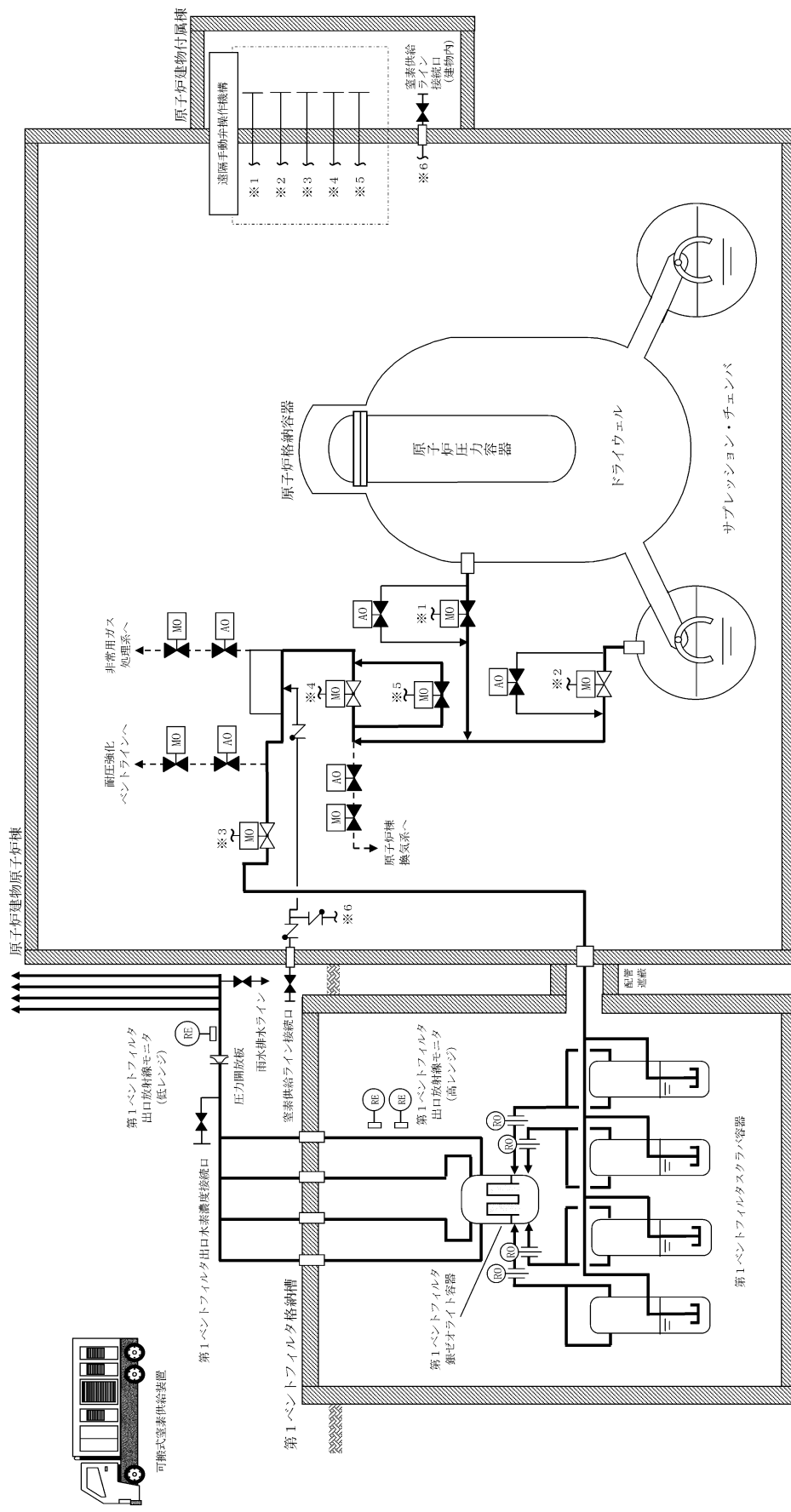
## 第9.4-1表 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備の主要機器仕様

- (1) ペDESTAL代替注水系（常設）
  - a. 低圧原子炉代替注水ポンプ  
第5.6-1表 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の主要機器仕様に記載する。
- (2) ペDESTAL代替注水系（可搬型）
  - a. 大量送水車  
第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。
- (3) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）
  - a. 大量送水車  
第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。
- (4) コリウムシールド

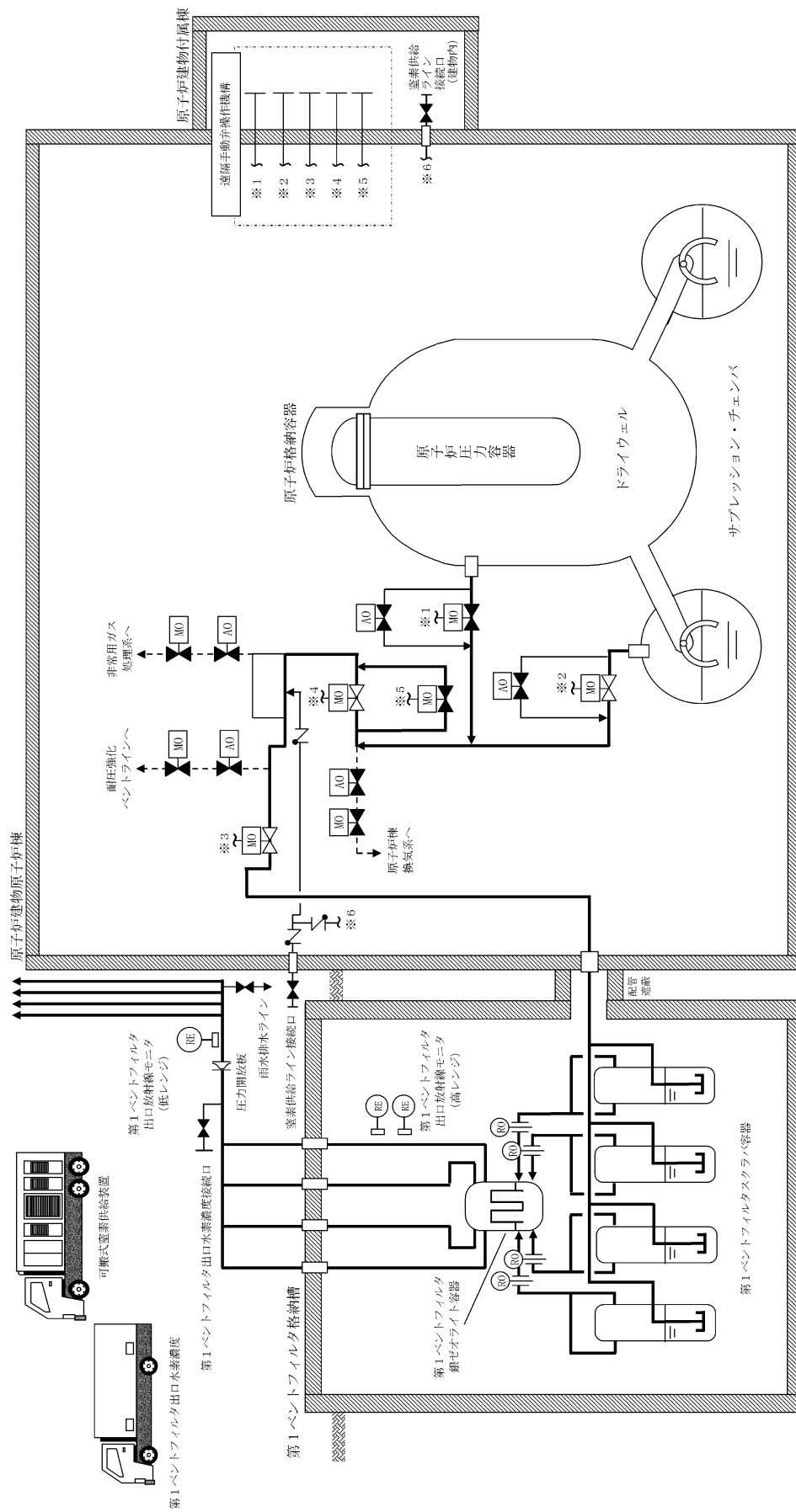
材 料	ジルコニア
厚 さ	約0.13m以上
- (5) 低圧原子炉代替注水系（常設）
  - a. 低圧原子炉代替注水ポンプ  
第5.6-1表 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様に記載する。
- (6) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）
  - a. 大量送水車  
第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。
- (7) 高圧原子炉代替注水系
  - a. 高圧原子炉代替注水ポンプ  
第5.4-1表 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様に記載する。
- (8) ほう酸水注入系
  - a. ほう酸水注入ポンプ  
第6.1.2-3表 ほう酸水注入系主要仕様に記載する。

b. ほう酸水貯蔵タンク

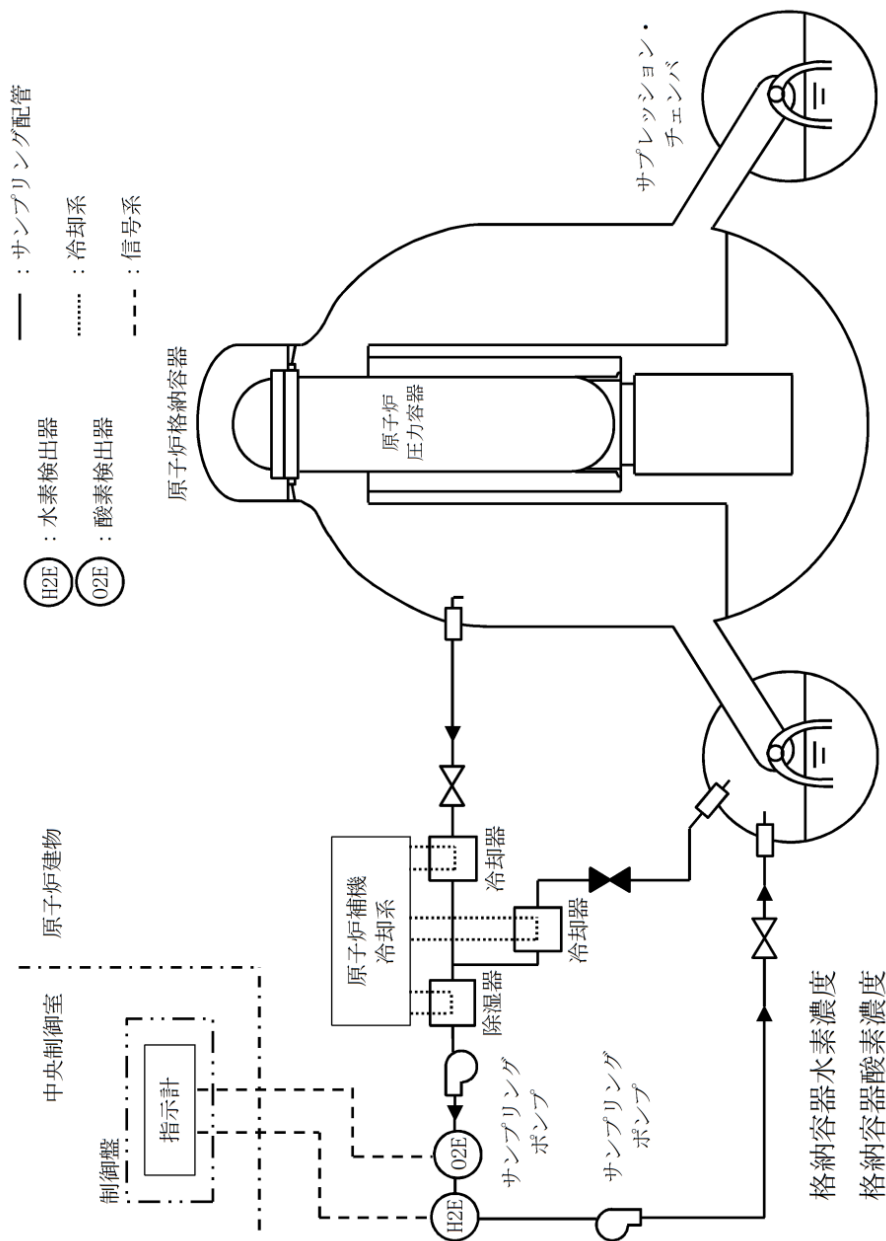
第 6.1.2-3 表 ほう酸水注入系主要仕様に記載する。



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  
(格納容器フィルタベンチラインによる原子炉格納容器の減圧及び除熱)

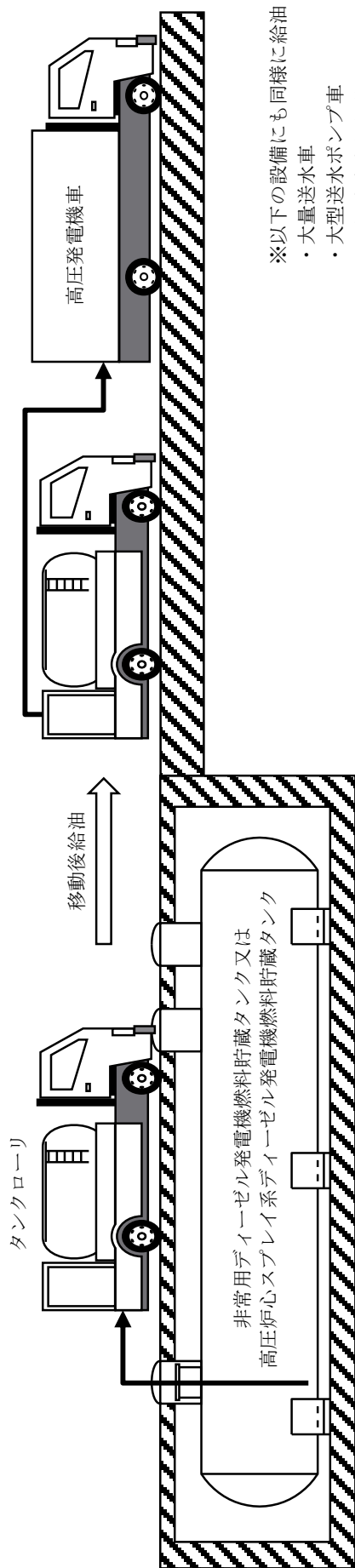


第9.5-2図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図  
(格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出)



※2系列のうちB系を示す。

第9.5-4図 水素爆発による原子炉格納容器的破損を防止するための設備系統概要図  
(水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備) (2)



※以下の設備にも同様に給油

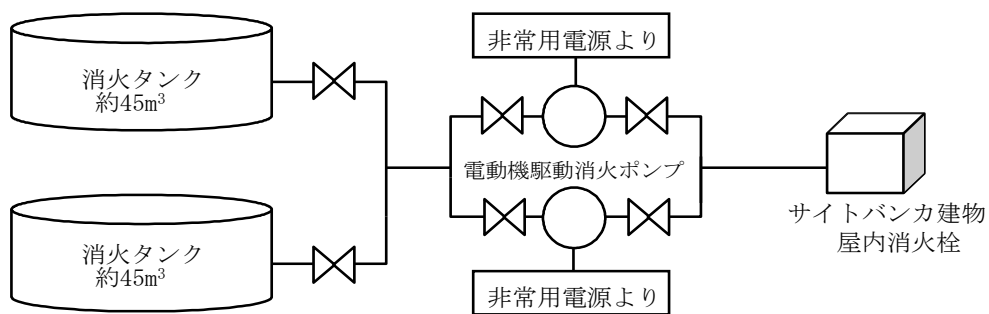
- ・大量送水車
- ・大型送水ポンプ車
- ・可搬式窒素供給装置

第 10.2-20 図 代替電源設備系統概要図 (タンクローリによる給油)  
(非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイスライ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクから各機器への給油)

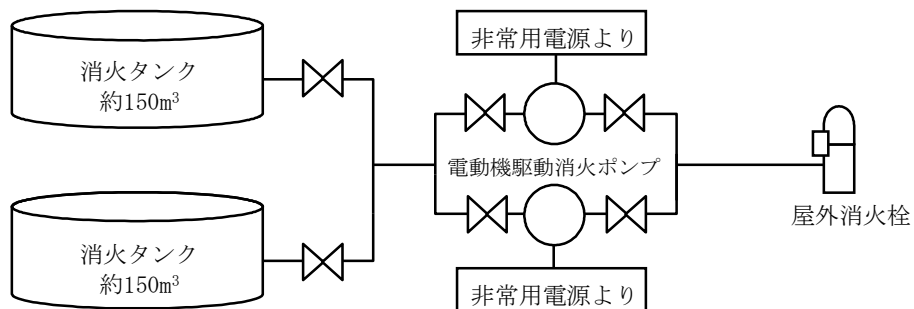




(4) サイトバンカ建物消火系



(5) 50m 盤消火系



第10.4-1図(2) 消火栓設備系統概要図

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-Ⅱ-1-18	上 2  上 14 ～ 上 15	…判断基準値以下とするための手順と体制を整備…  …要員に対して配備した防護具を着用することにより、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう手順と体制を整備する。	…判断基準値以下とするための手順__を整備…  …要員が防護具を着用することにより、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう手順__を整備する。
*10-Ⅱ-1-32	上 6	… <u>応急・復旧用資材</u> 及び…	… <u>応急復旧用資機材</u> 及び…

頁	行	補正前	補正後
*10-Ⅱ-1-33	上 10 の次	(記載追加)	<p>1. <u>有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の指示、操作を行うことができるよう、重大事故等に対処する要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための体制を整備する。固定源に対しては、重大事故等に対処する要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。可動源に対しては、換気空調設備の隔離等により、運転員及び緊急時対策要員のうち重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるようにする。</u></p> <p><u>予期せぬ有毒ガスの発生においても、運転員及び緊急時対策要員のうち初動対応において重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に対して防護具を配備することにより、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう体制を整備する。</u></p>
*10-Ⅱ-1-77 ～ *10-Ⅱ-1-80		第 1.1-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (2/19)	別紙 10-1 に変更する。
**-10-12- ～ **-10-14-		第 1.1-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (6/19)	別紙 10-2 に変更する。
*10-Ⅱ-1-93 ～ *10-Ⅱ-1-94		第 1.1-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (7/19)	別紙 10-3 に変更する。

頁	行	補正前	補正後
**-10-15- ～ **-10-16-		第 1.1-1 表 重大事故等 対策における手順書の概要 (14/19)	別紙 10-4 に変更する。
*10-II-1-109 ～ *10-II-1-112		第 1.1-1 表 重大事故等 対策における手順書の概要 (15/19)	別紙 10-5 に変更する。
*10-II-1-132		第 1.2-1 表 自然現象が発 電用原子炉施設へ与える影 響評価 (2/8)	別紙 10-6 に変更する。
*10-II-1-139		第 1.2-2 表 自然現象の重 畳が発電用原子炉施設へ与 える影響評価 (1/2)	別紙 10-7 に変更する。
*10-II-1-191		第 1.2-13 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(1.10) (2/2)	別紙 10-8 に変更する。
*10-II-2-62		第 2.2-3 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)(2/ 7)	別紙 10-9 に変更する。
*10-II-3-1-62	下 10	…再循環系ポンプ…	…再循環__ポンプ…
*10-II-3-1-149		第 3.1.3.2-1 表 「全交流動 力電源喪失(TBU)」の重 大事故等対策について(1/ 3)	別紙 10-10 に変更する。
*10-II-3-1-150		第 3.1.3.2-1 表 「全交流動 力電源喪失(TBU)」の重 大事故等対策について(2/ 3)	別紙 10-11 に変更する。
*10-II-3-1-237	上 6	…原子炉水位を原子炉水位 低(レベル <u>2</u> )から…	…原子炉水位を原子炉水位 低(レベル <u>3</u> )から…

頁	行	補正前	補正後
*10-II-3-1-247	下 4	…再循環系ポンプ…	…再循環__ポンプ…
*10-II-3-1-253		第 3.1.4.1-1 表 「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」の重大事故等対策について(1/2)	別紙 10-12 に変更する。
*10-II-3-1-286	上 1	…再循環系ポンプ…	…再循環__ポンプ…
*10-II-3-1-342		第 3.1.5-2 表 主要解析条件(原子炉停止機能喪失)(2/5)	別紙 10-13 に変更する。
*10-II-3-4-75	上 8 ～ 上 9	…中性子束高信号(各レンジフルスケールの 95%) __が…	…中性子束高__(各レンジフルスケールの 95%) 信号が…
*10-II-3-4-78	下 4 ～ 下 3	…中性子束高スクラム信号(各レンジフルスケールの 95%) __が…	…中性子束高__(各レンジフルスケールの 95%) 信号が…
*10-II-3-4-82	上 3 ～ 上 4	…中性子束高信号(各レンジフルスケールの 90%) __が…	…中性子束高__(各レンジフルスケールの 90%) 信号が…
	上 6 ～ 上 8	…中性子束高信号(各レンジフルスケールの 90%) __による制御棒引抜阻止信号と中性子束高信号(各レンジフルスケールの 95%) __に…	…中性子束高__(各レンジフルスケールの 90%) 信号による制御棒引抜阻止信号と中性子束高__(各レンジフルスケールの 95%) 信号に…
*10-II-3-4-90		第 3.4.4-1 図 「反応度の誤投入」の対応手順の概要	別紙 10-14 に変更する。

なお、\*を示した頁は、令和 3 年 5 月 10 日付け、電安炉技第 1 号で一部補正した頁を、\*\*を付した頁は、令和 3 年 6 月 14 日付け、電安炉技第 7 号で一部補正した頁を示す。

第 1.1-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (2/19)

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	
方針目的	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の注水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、発電用原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視及び制御する手順等を整備する。</p> <p>さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水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原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付け重大事故等の対処に用いる。</p>
	<p>フロントライン系故障時</p> <p>高圧原子炉代替注水系による 発電用原子炉の冷却</p> <p>設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の故障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"> <li>中央制御室からの手動操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、原子炉圧力容器へ注水する。</li> <li>中央制御室からの手動操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合は、現場での弁の手動操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、原子炉圧力容器へ注水する。</li> </ul>
	<p>サポート系故障時</p> <p>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</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却ができない場合は、高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却のほか、現場での弁の手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動することで原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p>
	<p>原子炉隔離時冷却系の復旧</p> <p>代替電源設備による</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に以下の手段等により直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>代替交流電源設備により充電器を受電し、直流電源を供給する。</li> <li>可搬型直流電源設備により直流電源を供給する。</li> </ul>



対応手段等	監視及び制御	<p>「高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却」及び「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」により発電用原子炉へ注水する際には、発電用原子炉を冷却するために原子炉压力容器内の水位を原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA）等により監視する。</p> <p>また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合は、当該パラメータの値を推定する。</p> <p>中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動する場合は、高圧原子炉代替注水系の作動状況を原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA）、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、高圧原子炉代替注水流量、サブプレッション・プール水位（SA）等により監視する。</p> <p>現場での弁の手動操作により高圧原子炉代替注水系又は原子炉隔離時冷却系を起動する場合は、高圧原子炉代替注水系又は原子炉隔離時冷却系の作動状況を原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA）等により監視する。</p> <p>原子炉压力容器内の水位の調整が必要な場合は、中央制御室からの操作、又は現場での弁の操作により原子炉压力容器内の水位を制御する。</p>	
	重大事故等の進展抑制	ほう酸水注入系による進展抑制	原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉への高圧注水により原子炉压力容器内の水位が維持できない場合は、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水貯蔵タンク等を水源として、ほう酸水注入系により原子炉压力容器へ注水する。
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高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合は、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、発電用原子炉を冷却する。中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合は、現場での弁の手動操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、高圧原子炉代替注水系の運転を継続する。</p>

配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	サポート系故障時	<p>全交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失により設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却ができない場合は、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合は、現場での弁の手動操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>いずれの操作によっても高圧原子炉代替注水系を起動できない場合、又は高圧原子炉代替注水系により原子炉压力容器内の水位を維持できない場合は、現場で弁の手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、高圧原子炉代替注水系又は原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備より充電器を受電することにより直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することにより発電用原子炉を冷却する。</p> <p>代替交流電源設備を用いて給電できない場合は、可搬型直流電源設備により直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することにより発電用原子炉を冷却する。</p> <p>代替交流電源設備、可搬型直流電源設備へ燃料を給油することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続させる。</p>
	原子炉隔離時冷却系の起動時の留意事項		<p>現場での弁の手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動する場合は、原子炉隔離時冷却ポンプ室に滞留する排水を処理しない場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの間、原子炉隔離時冷却系を水没させずに運転を継続することが可能である。</p>
	原子炉隔離時冷却系の起動時の環境条件		<p>蒸気漏えいに伴う環境温度の上昇による運転員への影響を考慮し、原子炉隔離時冷却ポンプ室に現場運転員が入室するのは原子炉隔離時冷却系の起動時のみとし、その後速やかに退室する。保護具を確実に装着することにより本操作が可能である。</p>

配慮すべき事項	作業性	高圧原子炉代替注水系又は原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動操作は、通常の弁操作である。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、常設代替交流電源設備等を用いてほう酸水注入系へ給電する。
	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 1.1-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (6 / 19)

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等			
方針目的	<p>設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器代替スプレイ系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。</p> <p>また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器代替スプレイ系により原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手順等を整備する。</p>		
	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（格納容器冷却モード，サブプレッション・プール水冷却モード）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）として位置付け重大事故等の対処に用いる。</p>
	対応手段等	炉心損傷前	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）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は，以下の手段により，原子炉格納容器内へスプレイし，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧原子炉代替注水槽を水源として，格納容器代替スプレイ系（常設）によりスプレイする。</li> <li>・ 格納容器代替スプレイ系（常設）により原子炉格納容器内へスプレイできない場合は，代替淡水源を水源として，格納容器代替スプレイ系（可搬型）等によりスプレイする。</li> </ul> <p>なお，格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は，海を水源として利用できる。</p>
	フロントライン系故障時	格納容器代替スプレイ系による原子炉格納容器内の冷却	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は，格納容器代替スプレイ系による原子炉格納容器内の冷却に加え，常設代替交流電源設備等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（格納容器冷却モード）を復旧し，サブプレッション・チェンバを水源として格納容器内へスプレイする。</p> <p>また，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は，格納容器代替スプレイ系による原子炉格納容器内の冷却に加え，常設代替交流電源設備等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（サブプレッション・プール水冷却モード）を復旧し，サブプレッション・プール水を除熱する。</p> <p>残留熱除去系（格納容器冷却モード及びサブプレッション・プール水冷却モード）の復旧に時間を要する場合は，格納容器代替スプレイ系等により原子炉格納容器内へのスプレイを並行して実施する。</p>
	サポート系故障時	(格納容器冷却モード及びサブプレッション・プール水冷却モード)の復旧	

		フロントライン系故障時	<p>格納容器代替スプレイ系による原子炉格納容器内の冷却</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）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は、以下の手段により原子炉格納容器内へスプレイし、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧原子炉代替注水槽を水源として、格納容器代替スプレイ系（常設）によりスプレイする。</li> <li>・ 格納容器代替スプレイ系（常設）により原子炉格納容器内へスプレイできない場合は、代替淡水源を水源として、格納容器代替スプレイ系（可搬型）等によりスプレイする。</li> </ul> <p>なお、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、海を水源として利用できる。</p>
対応手段等	炉心損傷後	サポート系故障時	<p>（格納容器冷却モード及びサブプレッション・プール水冷却モード）の復旧</p> <p>常設代替交流電源設備による残留熱除去系</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、格納容器代替スプレイ系による原子炉格納容器内の冷却に加え、常設代替交流電源設備等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（格納容器冷却モード）を復旧し、サブプレッション・チェンバを水源として原子炉格納容器内へスプレイする。</p> <p>また、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、格納容器代替スプレイ系による原子炉格納容器内の冷却に加え、常設代替交流電源設備等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（サブプレッション・プール水冷却モード）を復旧し、サブプレッション・プール水を除熱する。</p> <p>残留熱除去系（格納容器冷却モード及びサブプレッション・プール水冷却モード）の復旧に時間を要する場合は、格納容器代替スプレイ系等により原子炉格納容器内へのスプレイを並行して実施する。</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、格納容器代替スプレイ系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合は、格納容器代替スプレイ系（常設）により原子炉格納容器内を冷却する。</p> <p>格納容器代替スプレイ系（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、格納容器代替スプレイ系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（代替淡水源）が確保されている場合は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内を冷却する。</p>

配慮すべき事項	作業性	格納容器代替スプレイ系（可搬型）で使用する大量送水車からのホース接続は、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格納容器代替スプレイ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 1.1-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (7/19)

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器フィルタベント系及び残留熱代替除去系により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。
対応手段等	<p>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</p> <p>残留熱除去系の復旧又は残留熱代替除去系の運転によって原子炉格納容器内の圧力を853kPa[gage]以下に抑制する見込みがない場合、又は原子炉建物水素濃度が2.5vol%に到達した場合は、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</p> <p>格納容器フィルタベント系の隔離弁（電動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合、隔離弁を遠隔で手動操作することで原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</p>
	<p>残留熱代替除去系による 原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>原子炉格納容器の破損を防止するため、残留熱代替除去系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</p>
配慮すべき事項	<p>原子炉補機代替冷却系の設置が完了し、残留熱代替除去系が起動できる場合は、残留熱代替除去系により原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。</p> <p>原子炉圧力容器の破損を判断した後は、残留熱代替除去系により原子炉格納容器内へのスプレイによる原子炉格納容器下部への注水を実施する。</p> <p>残留熱代替除去系が起動できない場合は、サブプレッション・プール水位指示値が通常水位＋約1.3mに到達した場合に、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。</p> <p>格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの実施にあたり、弁の駆動源や制御電源がない場合、現場での手動操作を行う。</p> <p>なお、格納容器フィルタベント系により格納容器ベントを実施する場合は、スクラビング効果が期待できるウェットウェルを経由する経路を第一優先とする。</p> <p>ウェットウェルベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。</p>

配慮すべき事項	格納容器ベント時の留意事項	格納容器フィルタベント系の系統内の不活性ガスによる置換	格納容器フィルタベント系により格納容器ベントを実施中に、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、格納容器フィルタベント系の系統内を不活性ガス（窒素ガス）であらかじめ置換しておく。
		原子炉格納容器の負圧破損の防止	格納容器フィルタベント系の使用後に格納容器スプレイを実施する場合は、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力を監視し、規定の圧力に到達した時点で格納容器スプレイを停止する。
		放射線防護	格納容器フィルタベント系を使用する場合は、ブルームの影響による被ばくを低減するため、中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。 現場運転員の放射線防護を考慮して、遠隔弁を遠隔で手動操作するエリアを二次格納施設外の原子炉建物付属棟に設置する。 また、格納容器ベント操作後の汚染の可能性を考慮して、防護具を装備し作業を行う。
		電源確保	全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備を用いて格納容器ベントに必要な電動弁へ給電する。電源が確保できない場合は、現場において手動で系統構成を行う。
	代替循環冷却時の留意事項	放射線防護	系統構成、残留熱代替除去系の起動及びその後の流量調整等の操作は、中央制御室で実施する。 なお、残留熱代替除去系の運転後、長期における系統廻りの線量低減対策として、大量送水車により系統水を入れ替えることでフラッシングを実施する。
		電源確保	全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備を用いて残留熱代替除去系へ給電する。
	作業性	格納容器フィルタベント系の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であり、容易に実施可能である。また、作業エリアには電源内蔵型照明を配備する。	
	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 1.1-1 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，燃料プール内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給油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，重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付け，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"> <li>・常設代替交流電源設備を用いて給電する。</li> <li>・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を用いて給電する。</li> </ul>
	<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"> <li>・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。</li> <li>・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できない場合は，可搬型直流電源設備を用いて給電する。</li> </ul>
非常用所内電気設備機能喪失時	<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の機能が喪失し，必要な設備へ給電できない場合又は代替所内電気設備に接続する重大事故等対処設備が必要な場合は，代替所内電気設備にて回路を確保し，代替交流電源設備等から必要な設備へ給電する。</p>

配慮すべき事項	負荷容量	<p>重大事故等対策の有効性を確認する事故シーケンス等のうち必要な負荷が最大となる「全交流動力電源喪失（長期T B）」を想定するシナリオにおいても、常設代替電源設備により必要最大負荷以上の電力を確保し、発電用原子炉を安定状態に収束するための設備へ給電する。</p> <p>重大事故等対処設備による代替手段を用いる場合、常設代替交流電源設備等の負荷容量を確認し、代替手段が使用可能であることを確認する。</p>
	悪影響防止	<p>代替交流電源設備等を用いて給電する場合は、受電前準備として非常用高圧母線、非常用低圧母線のロードセンタ及びコントロールセンタの負荷の遮断器を「切」とし、動的機器の自動起動防止のため、操作スイッチを「停止引ロック」又は「停止」とする。</p>
	成立性	<p>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から給電されている24時間以内に、代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ十分な余裕をもって直流電源設備へ給電する。</p>
	作業性	<p>電源内蔵型照明を作業エリアに設置し、建物内照明の消灯時における作業性を確保する。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。</p>
	燃料補給	<p>重大事故等の対処で使用する設備を必要な期間継続して運転させるため、タンクローリ等の燃料補給設備を用いて各設備の燃料が枯渇するまでに給油する。</p> <p>タンクローリの補給は、ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの軽油を使用する。</p> <p>多くの給油対象設備が必要となる事象を想定し、重大事故等発生後7日間、それらの設備の運転継続に必要な燃料(軽油)を確保するため、ガスタービン発電機用軽油タンクは約560m<sup>3</sup>を1基、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは1基あたり約170m<sup>3</sup>を2基及び1基あたり約100m<sup>3</sup>を3基、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは約170m<sup>3</sup>を1基とし、管理する。</p>

## 第 1.1-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (15/19)

1.15 事故時の計装に関する手順等	
方針目的	<p>重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</p>
パラメータの選定及び分類	<p>重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力に係る審査基準1.1~1.15の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータから抽出し、これを抽出パラメータとする。</p> <p>抽出パラメータのうち、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。</p> <p>また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源の喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータの推定に必要なパラメータを代替パラメータとする。</p> <p>一方、抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対策設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。</p> <p>主要パラメータは以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重要監視パラメータ <ul style="list-style-type: none"> <li>主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対策設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</li> </ul> </li> <li>・有効監視パラメータ <ul style="list-style-type: none"> <li>主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対策設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。</li> </ul> </li> </ul> <p>代替パラメータは以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重要代替監視パラメータ <ul style="list-style-type: none"> <li>主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対策設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</li> </ul> </li> <li>・有効監視パラメータ <ul style="list-style-type: none"> <li>主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。</li> </ul> </li> </ul>

対応手段等	監視機能喪失時	計器故障時	他チャンネルによる計測	<p>主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合において、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。</p>
			代替パラメータによる推定	<p>主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。</p> <p>推定にあたり、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件、計測される値の不確かさ等を考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。</p> <p>代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度、中性子束、酸素濃度）により推定</li> <li>・水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及びポンプ出口圧力により推定</li> <li>・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定</li> <li>・除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定</li> <li>・圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定</li> <li>・注水量を注水先の圧力から注水特性の関係により推定</li> <li>・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定</li> <li>・酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定</li> <li>・水素濃度を装置の作動状況により推定</li> <li>・エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定</li> <li>・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定</li> <li>・燃料プールの状態を同一物理量（水位）、あらかじめ評価した水位と放射線量の相関関係及びカメラによる監視により、燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定</li> <li>・原子炉圧力容器内の圧力とサブプレッション・チェンバの圧力の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定</li> </ul>

対応手段等	監視機能喪失時	計器の計測範囲（把握能力）を超過した場合	代替パラメータによる推定	<p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉圧力容器内の温度及び水位である。</p> <p>原子炉圧力容器内の温度及び水位の値が計器の計測範囲（把握能力）を超過した場合、発電用原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器内の温度のパラメータである原子炉圧力容器温度が計測範囲を超える（500℃以上）場合は、可搬型計測器により原子炉圧力容器温度を計測する。</li> <li>原子炉圧力容器内の水位のパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、高圧原子炉代替注水流量、残留熱代替除去系原子炉注水流量のうち、機器動作状態にある流量計より崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。</li> </ul> <p>なお、原子炉圧力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力（SA）とサブプレッション・チェンバ圧力（SA）の差圧により、原子炉圧力容器内の水位が燃料棒有効長頂部以上であることは、原子炉圧力容器温度（SA）により推定可能である。</p>
			可搬型計測器による計測	<p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型計測器により計測することも可能である。</p>
	計器電源喪失時		<p>全交流動力電源喪失が発生した場合は、以下の手段により計器へ給電し、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>所内常設蓄電式直流電源設備又は常設代替直流電源設備から給電する。</li> <li>常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電する。</li> <li>直流電源が枯渇するおそれがある場合は、可搬型直流電源設備等から給電する。</li> </ul> <p>代替電源（交流、直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合は、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器により計測又は監視する。</p>	
			<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）により計測結果を記録する。</p> <p>ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む。）の値、現場操作時のみ監視する現場の指示値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は記録用紙に記録する。</p>	

配慮すべき事項	発電用原子炉施設の 状態把握	重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無を示し、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握する能力を明確化する。
	確からしさの考慮	<p>圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態にないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。</p> <p>推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p>
	可搬型計測器による計測 又は監視の留意事項	可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視する。同一の物理量について複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。

第 1.2-1 表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (2/8)

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へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
地震	<p>設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プールのスロッシングによるプール水の溢水及び全交流動力電源喪失による燃料プール冷却系の機能喪失に伴うプール水の蒸発により、燃料プールの水位が低下する。</li> <li>モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性がある。</li> <li>保管している危険物による火災の発生可能性がある。</li> <li>斜面の崩壊、地盤の陥没等によりアクセスルート上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。</li> </ul> <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>モニタリング・ポストが使用できない場合は、可搬式モニタリング・ポストにより測定及び監視を行う。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>		
津波	<p>【影響評価に当たった際の考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>発電所近傍を震源とする地震を考慮し、地震発生後、15分程度で津波が来襲すると想定する。</li> <li>基準津波を超える規模として、防波壁の高さ（15m）を上回る高さの津波を想定する。</li> </ul> <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>屋外変圧器の水没により、外部電源喪失に至る可能性がある。</li> <li>原子炉補機海水ポンプの水没により、補機冷却系喪失に至る可能性がある。</li> <li>建物内への浸水により、計装・制御系、ECCS等の緩和機能が喪失し、直接炉心損傷に至る可能性がある。</li> <li>タンク等からの火災発生、漂流物等により、アクセスルート上の通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。</li> </ul> <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>	<p>【防波壁を超える高さの津波を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>送受電設備</li> <li>原子炉補機海水ポンプ</li> <li>計装・制御系、ECCS等の緩和機能</li> </ul>	<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"> <li>外部電源喪失</li> <li>補機冷却系喪失</li> <li>直接炉心損傷</li> </ul>

第 1.2-2 表 自然現象の重畳が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (1 / 2)

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へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
<p>大規模地震と大規模津波の重畳</p>	<p>【影響評価に当たった際の考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆なく地震が発生する。</li> <li>・地震発生後、15 分程度で津波が来襲すると想定する。</li> <li>・基準地震動を超える地震の発生を想定する。</li> <li>・基準津波を超える規模として、防波壁の高さ (15m) を上回る高さの津波を想定する。</li> </ul> <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・送受電設備の碍子等の損傷により、外部電源喪失に至る可能性がある。</li> <li>・原子炉補機海水ポンプ等の損傷による補機冷却系喪失及びディーゼル発電機の損傷による全交流動力電源喪失に至る可能性がある。さらに、原子炉隔離時冷却系コンタクトロータの浸水により、原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合は、高圧・低圧注水機能喪失に至る可能性がある。</li> <li>・直流電源を供給する設備の損傷により、非常用交流電源の制御機能等が喪失するため、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。</li> <li>・原子炉建物が大規模に損傷する場合には、緩和できない大規模な LOCA (Excessive LOCA) が発生すると同時に、建物内の原子炉注水系配管が損傷して原子炉注水機能も喪失するため、重大事故に至る可能性がある。建物損傷の二次的被害により、原子炉格納容器や原子炉格納容器の貫通配管が損傷しており、閉じ込め機能にも期待することはできない。</li> <li>・原子炉格納容器内の配管及び ECCS 注入配管が同時に損傷して、大規模な LOCA (Excessive LOCA) が発生すると同時に、原子炉注水機能も喪失するため、重大事故に至る可能性がある。</li> <li>・原子炉圧力容器の損傷により、原子炉冷却材圧力バウンダリの大規模な損傷や、炉内構造物の大規模な破損による原子炉冷却材の流路閉塞等により、炉心の除熱が困難となり重大事故に至る可能性がある。</li> <li>・制御室建物が大規模に損傷する場合には、建物内に設置されている主要な設備のすべてが同時に損傷することを想定すると、中央制御室損傷による中央制御盤等による原子炉注水機能等が喪失し、重大事故に至る可能性がある。</li> <li>・廃棄物処理建物が大規模に損傷する場合には、建物内に設置されている主要な設備のすべてが同時に損傷することを想定すると、補助盤室やバッテリー室損傷により緩和系の制御機能が喪失する。これにより原子炉注水機能等が喪失し、重大事故に至る可能性がある。</li> <li>・複数の制御盤等が同時に損傷することにより、計装・制御系喪失に至る可能性がある。</li> </ul>	<p>【地震と津波の重畳により喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・送受電設備</li> <li>・原子炉補機海水ポンプ</li> <li>・ディーゼル発電機</li> <li>・直流電源</li> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ</li> <li>・原子炉隔離時冷却系</li> <li>・設計基準事故対処設備 (ECCS 等)</li> <li>・原子炉格納容器</li> <li>・原子炉圧力容器</li> <li>・原子炉建物</li> <li>・制御室建物</li> <li>・廃棄物処理建物</li> <li>・計装・制御系</li> <li>・隔離弁等の閉機能及び原子炉格納容器外配管</li> <li>・燃料プール</li> <li>・モニタリング・ポスト</li> </ul>	<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"> <li>・外部電源喪失</li> <li>・補機冷却系喪失</li> <li>・全交流動力電源喪失</li> <li>・ LOCA 及び ECCS 注水機能喪失</li> <li>・原子炉格納容器損傷</li> <li>・原子炉圧力容器損傷</li> <li>・原子炉建物損傷</li> <li>・制御室建物損傷</li> <li>・廃棄物処理建物損傷</li> <li>・計装・制御系喪失</li> <li>・格納容器パイパス</li> <li>・直接炉心損傷</li> </ul>



第 1.2-13 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(1.10)  
(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
原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制	—	原子炉ウエルへ 原子炉ウエル代替注水系による 注水(淡水/海水)	大量送水車 輪谷貯水槽(西1) <sup>※3</sup> 輪谷貯水槽(西2) <sup>※3</sup> ホース・接続口 原子炉ウエル代替注水系配管・弁 燃料プール冷却系配管・弁 原子炉ウエル 燃料補給設備 <sup>※2</sup>	自主対策設備  事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-4」  AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉ウエル注水」
水素ガス排出による原子炉建物等の損傷防止	—	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置 大型送水ポンプ車 <sup>※4</sup> ホース <sup>※4</sup> 放水砲 <sup>※4</sup> 燃料補給設備 <sup>※2</sup>	自主対策設備  事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「水素」  原子力災害対策手順書 「水素爆発防止のための 島根2号機原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放手順」 「原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の操作手順」

※1：静的触媒式水素処理装置は、中央制御室運転員による操作不要の水素濃度制御設備である。  
 ※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 ※3：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
 ※4：手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

第2.2-3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）（2/7）

格納容器破損モード	該当するPDS	選定したPDS	選定したPDSの考え方
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (FCI)	<ul style="list-style-type: none"> <li>• TQUV</li> <li>• TQUX</li> <li>• LOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• TQUV</li> </ul>	<p><b>【事象 (FCI) における発生エネルギーの大きさの厳しさ】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (FCI) の観点からは、原子炉格納容器下部へ落下する溶融炉心の割合が多く、原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の保有エネルギーが大きいシナリオが厳しくなる。</li> <li>• 原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合、格納容器に放出される溶融炉心が分散されやすいと考え、原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が、原子炉格納容器下部へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多くなると考えられる。</li> <li>• また、本格納容器破損モードに対する事象の厳しさを考慮するうえでは、溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和対策である、原子炉格納容器下部への水張りが実施された状態を想定しているが、その一方で、原子炉圧力容器破損が想定される状況では、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止するため、原子炉圧力容器の減圧が実施されている。</li> <li>• これらの状態で破損するTQUXは選定対象から除外する。</li> <li>• LOCAは、蒸気が急速に格納容器に流出するため、ジルコニウムの酸化割合が他の低圧破損シナリオより小さくなり、酸化ジルコニウム質量割合が他の低圧破損シナリオより小さくなることでデブリの内部エネルギーが小さくなることとされる。</li> </ul> <p>以上より、本格納容器破損モードにおいて厳しいPDSとして、原子炉の水位低下が早く、原子炉圧力容器破損までの時間が短いTQUVを選定する。また、このPDSに全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとす。なお、いずれのPDSを選定しても必要な監視機能は維持可能である。</p>
溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI)	<ul style="list-style-type: none"> <li>• TQUV</li> <li>• TQUX</li> <li>• LOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• TQUV</li> </ul>	<p><b>【事象 (MCCI) に寄与する溶融炉心のエネルギーの大きさの厳しさ】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点からは、原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心の割合が多いシナリオが厳しくなる。</li> <li>• 原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合、原子炉格納容器に放出される溶融炉心が分散され易く、また、落下速度が大きくなることで、原子炉格納容器下部に落下した際の粒子化割合が高く、また、落下した溶融炉心が冷却され易いと考えると、原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が、原子炉格納容器下部へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多くなると考えられる。</li> <li>• また、原子炉圧力容器破損が想定される状況では、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止するため、原子炉圧力容器の減圧が実施されている。</li> <li>• これらの状況も考慮し、原子炉圧力容器が低圧状態で破損するPDSを選定するものとし、高圧状態で破損するTQUXは選定対象から除外する。</li> <li>• LOCAは、原子炉格納容器下部への冷却材の流入の可能性があり、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しい事象とはならないと考えられるため、選定対象から除外する。</li> </ul> <p>以上より、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいTQUVを選定する。また、このPDSに全交流動力電源喪失の重畳を考慮することで、電源の復旧、注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとす。なお、いずれのPDSを選定しても必要な監視機能は維持可能である。</p>

第3.1.3.2-1表 「全交流動力電源喪失 (TBU)」の重大事故等対策について (1/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	外部電源喪失と非常用ディーゼル発電機等がすべ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。	B-115V系蓄電池※	—	平均出力領域計装※
高圧原子炉代替注水系による原子炉注水	事象発生後に原子炉隔離時冷却系の自動起動が確認できない場合、高圧原子炉代替注水系を起動し原子炉注水を開始する。これにより原子炉水位は回復し、以降降心を冠水維持可能な範囲に制御する。	高圧原子炉代替注水系 サブプレッジョン・チェンバ※ B-115V系蓄電池※ SA用115V系蓄電池	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) ※ 原子炉水位 (燃料域) ※ 高圧原子炉代替注水流量
直流電源切替え	直流電源の枯渇を防止するため、蓄電池の切替えを実施し24時間以内で直流電源の供給を行う。所内常設蓄電池式直流電源設備切替え操作 (B-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池 (SA)) を実施する前に、計装設備の直流電源切替え操作 (B-115V系蓄電池からSA用115V系蓄電池) を実施する。また、逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) による原子炉急速減圧操作を実施する前に、逃がし安全弁用直流電源切替え操作を実施する。	B-115V系蓄電池※ B1-115V系蓄電池 (SA) SA用115V系蓄電池	—	—

※：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)

第3.1.3.2-1表 「全交流動力電源喪失 (TBU)」の重大事故等対策について (2/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
<p>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉注水準備</p>	<p>原子炉建物原子炉棟内の操作にて原子炉注水に必要な電動弁 (RHR注水弁及びFLSR注水隔離弁) の手動開操作を実施する。 屋外操作にて大量送水車の準備及びホース展開を実施する。また、大量送水車の燃料補給準備を実施する。</p>	<p>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等*</p>	<p>大量送水車 タンクローリ</p>	<p>—</p>
<p>逃がし安全弁による原子炉急速減圧</p>	<p>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉注水の準備が完了後、サブレーション・プール水温度100℃で、逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 6個による手動減圧を行う。</p>	<p>逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) * B1-115V系蓄電池 (SA) SA用115V系蓄電池 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等*</p>	<p>大量送水車 タンクローリ</p>	<p>原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力* サブレーション・プール水温度 (SA)</p>
<p>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉注水</p>	<p>原子炉急速減圧により、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) の系統圧力を下回ると、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉注水が開始される。以後原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間で維持する。</p>	<p>B1-115V系蓄電池 (SA) SA用115V系蓄電池 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等*</p>	<p>大量送水車 タンクローリ</p>	<p>原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力* 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) * 原子炉水位 (燃料域) * 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)</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)

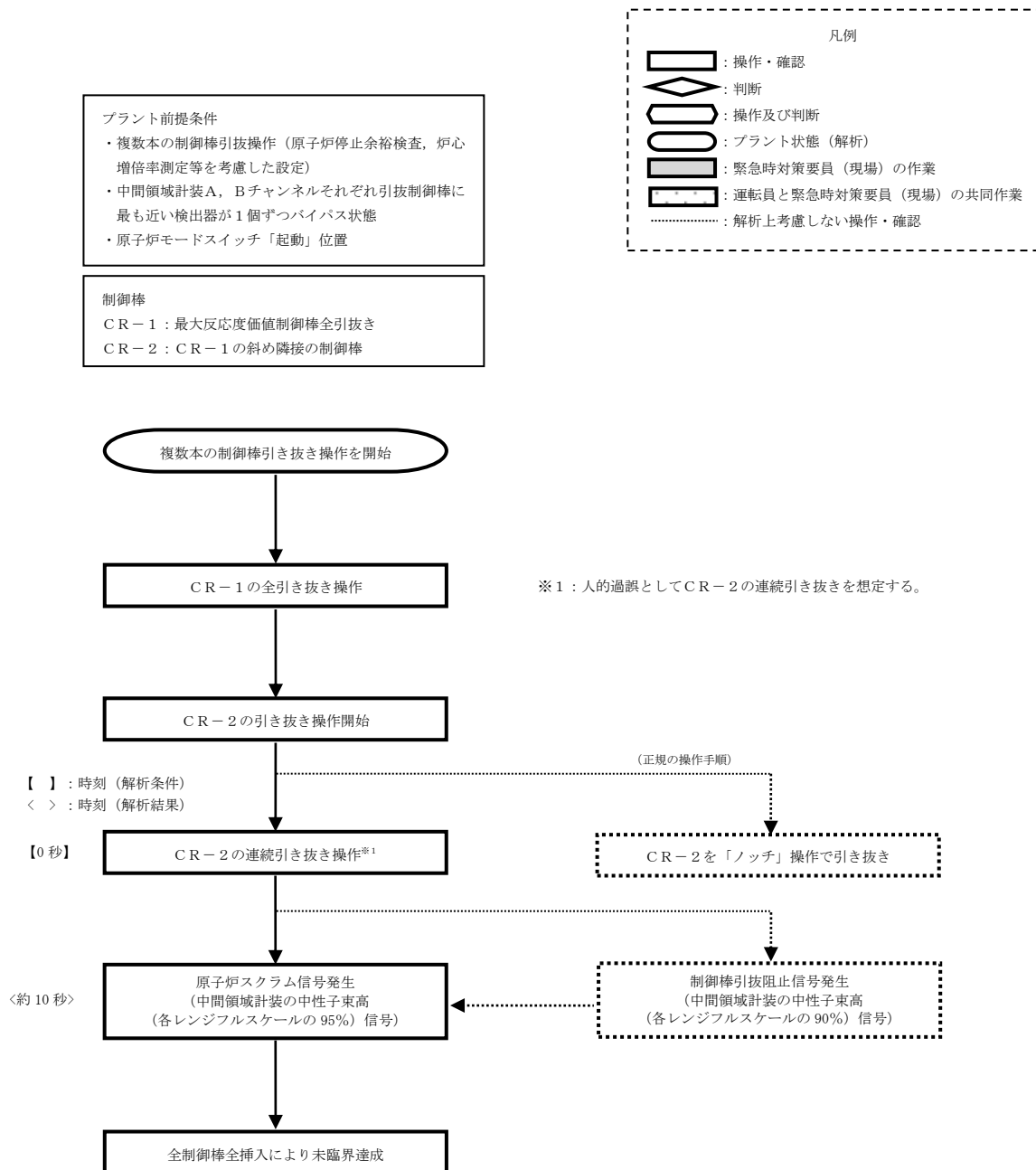
第3.1.4.1-1表 「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」の重大事故等対策について（1/2）

		重大事故等対処設備		
判断及び操作	手順	常設設備	可搬型設備	計装設備
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	外部電源喪失と非常用ディーゼル発電機等がすべ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。	B-115V系蓄電池*	—	平均出力領域計装*
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位低（レベル2）で原子炉隔離時冷却系が自動起動し原子炉注水を開始する。これにより原子炉水位は回復し、以後原子炉水位低（レベル2）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。	【原子炉隔離時冷却系】* サブレーション・チェンバ* B-115V系蓄電池* 230V系蓄電池（RCIC） SA用115V系蓄電池	—	原子炉水位（SA） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 【原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量】*
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	常設代替交流電源設備による交流電源供給及び原子炉補機代替冷却系の準備完了後、残留熱除去系（低圧注水モード）を起動し、原子炉隔離時冷却系の機能維持の判断目安であるサブレーション・プールの水温100℃で、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）6個による手動減圧を行う。	常設代替交流電源設備 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等* 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）* 【残留熱除去系（低圧注水モード）】*	移動式代替熱交換設備 大型送水ポンプ車 タンクローリ	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力* サブレーション・プールの水温（SA）
残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水	原子炉急速減圧により、残留熱除去系（低圧注水モード）の系統圧力を下回ると、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を開始する。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。	常設代替交流電源設備 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等* 【残留熱除去系（低圧注水モード）】* サブレーション・チェンバ*	移動式代替熱交換設備 大型送水ポンプ車 タンクローリ	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力* 原子炉水位（SA） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 【残留熱除去ポンプ出口流量】*

※：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）

第3.1.5-2表 主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (2/5)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	主蒸気隔離弁の誤閉止	炉心への反応度印加の観点で厳しい過渡事象として設定
	安全機能等の喪失に対する仮定	原子炉停止機能喪失 手動での原子炉スクラム失敗 A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) 作動失敗	バックアップも含めたすべての制御棒挿入機能の喪失を設定
	評価対象とする炉心の状態	9 × 9 燃料 (A 型) 及び M O X 燃料 228 体を 装備した平衡サイクル末期	サイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく、保守的な評価となることを考慮して設定
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、再循環ポンプは事象発生と同時にトリップせず、原子炉出力は高く維持されることから、燃料被覆管温度、格納容器圧力及びサブプレッション・プール水温度上昇の観点で事象進展が厳しくなることを考慮して設定
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム信号	主蒸気隔離弁閉	—
	主蒸気隔離弁閉止に要する時間	3 秒	設計上の下限値 (最も短い時間) として設定
	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)	原子炉圧力高 (7.41MPa [gage]) (遅れ時間 0.2秒)) 信号により原子炉再循環ポンプ トリップ	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) の 設計値として設定
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.58MPa [gage] × 2 個, 367t/h/個 7.65MPa [gage] × 3 個, 370t/h/個 7.72MPa [gage] × 3 個, 373t/h/個 7.79MPa [gage] × 4 個, 377t/h/個	逃がし安全弁 (逃がし弁機能) の設計値として設定
		自動減圧ロジックによる逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) による原子炉急速減圧 作動時間: 格納容器圧力高 (13.7kPa [gage]) 及び原子炉水位低 (レベル 1) 到達から 120 秒後	逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) の設計値として設定



第 3.4.4-1 図 「反応度の誤投入」の対応手順の概要

添付書類十(追補1)の一部補正



追補 1 を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
*1.3-6	上14～上15	…低圧炉心スプレイ・ポンプ —…	…低圧炉心スプレイ・ポンプ <u>運転</u> …
*1.3-43	下 1	…原子炉隔離時冷却系ポン プ…	…原子炉隔離時冷却__ポン プ…
*1.3-81		第1.3-22図 重大事故等時 の対応手段選択フローチャ ート(1/2)	別紙10-追1-1に変更する。
*1.4-81		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(10/12)	別紙10-追1-2に変更する。
*1.5-120		第1.5-11図 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 概要図(1/2)	別紙10-追1-3に変更する。
*1.5-128		第1.5-18図 格納容器フ ィルタベント系停止後の 窒素ガスパージ 概要図 (1/2)	別紙10-追1-4に変更する。
*1.5-139		第1.5-24図 耐圧強化ベ ントラインによる原子炉 格納容器内の減圧及び除 熱 概要図(1/2)	別紙10-追1-5に変更する。
*1.5-142		第1.5-27図 耐圧強化ベ ントライン停止後の窒素 ガスパージ 概要図(1/ 2)	別紙10-追1-6に変更する。
*1.5-147		第1.5-29図 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) 概要 図(1/2)	別紙10-追1-7に変更する。

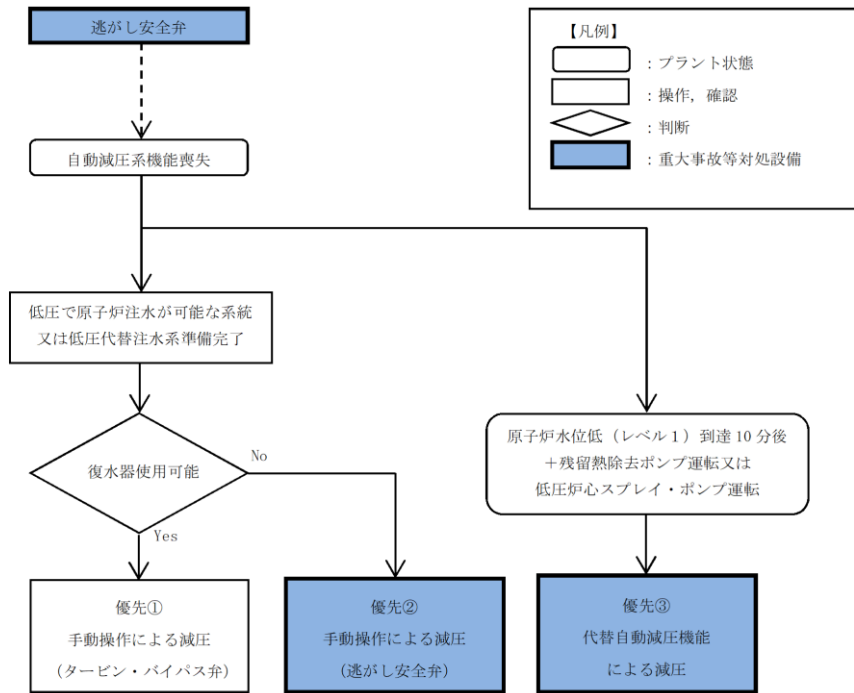
頁	行	補正前	補正後
*1.5-150		第1.5-32図 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作) 概要図(1/2)	別紙10-追1-8に変更する。
*1.7-89		第1.7-10図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(1/2)	別紙10-追1-9に変更する。
*1.7-97		第1.7-17図 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーシ 概要図(1/2)	別紙10-追1-10に変更する。
*1.7-113		第1.7-27図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作) 概要図(1/2)	別紙10-追1-11に変更する。
**10-追1-9-2		第1.9-4図 発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化 概要図	別紙10-追1-12に変更する。
*1.9-49		第1.9-7図 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ガス及び酸素ガスの排出 概要図(1/2)	別紙10-追1-13に変更する。
*1.9-57		第1.9-14図 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 概要図	別紙10-追1-14に変更する。
*1.13-42	上1	原子炉隔離時冷却系ポンプ室…	原子炉隔離時冷却__ポンプ室…

頁	行	補正前	補正後
*1.14-144		第1.14-17図 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用したM/C C系又はM/C D系受電（号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用したM/C C系又はM/C D系受電の場合） タイムチャート	別紙10-追1-15に変更する。
*1.14-158		第1.14-30図 可搬型直流電源設備による給電（高压発電機車（原子炉建物西側の高压発電機車接続プラグ収納箱に接続）による給電の場合） タイムチャート	別紙10-追1-16に変更する。
*1.14-159		第1.14-31図 可搬型直流電源設備による給電（高压発電機車（原子炉建物南側の高压発電機車接続プラグ収納箱に接続）による給電の場合） タイムチャート	別紙10-追1-17に変更する。
**10-追1-14-23		第1.14-51図 ガスタービン発電機又は高压発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電（高压発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電の場合（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）） タイムチャート	別紙10-追1-18に変更する。

頁	行	補正前	補正後
*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）（14/18）	別紙10-追1-19に変更する。
*1.15-50		第1.15-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（16/18）	別紙10-追1-20に変更する。
*1.16-32	下10	…原子炉建物空調換気系…	…原子炉棟換気系…
**10-追1-16-25		第1.16-21図 非常用ガス処理系概要図（運転時）	別紙10-追1-21に変更する。

なお、\*を付した頁は、令和3年5月10日付け、電安炉技第1号で一部補正した頁を、\*\*を付した頁は、令和3年6月14日付け、電安炉技第7号で一部補正した頁を示す。

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



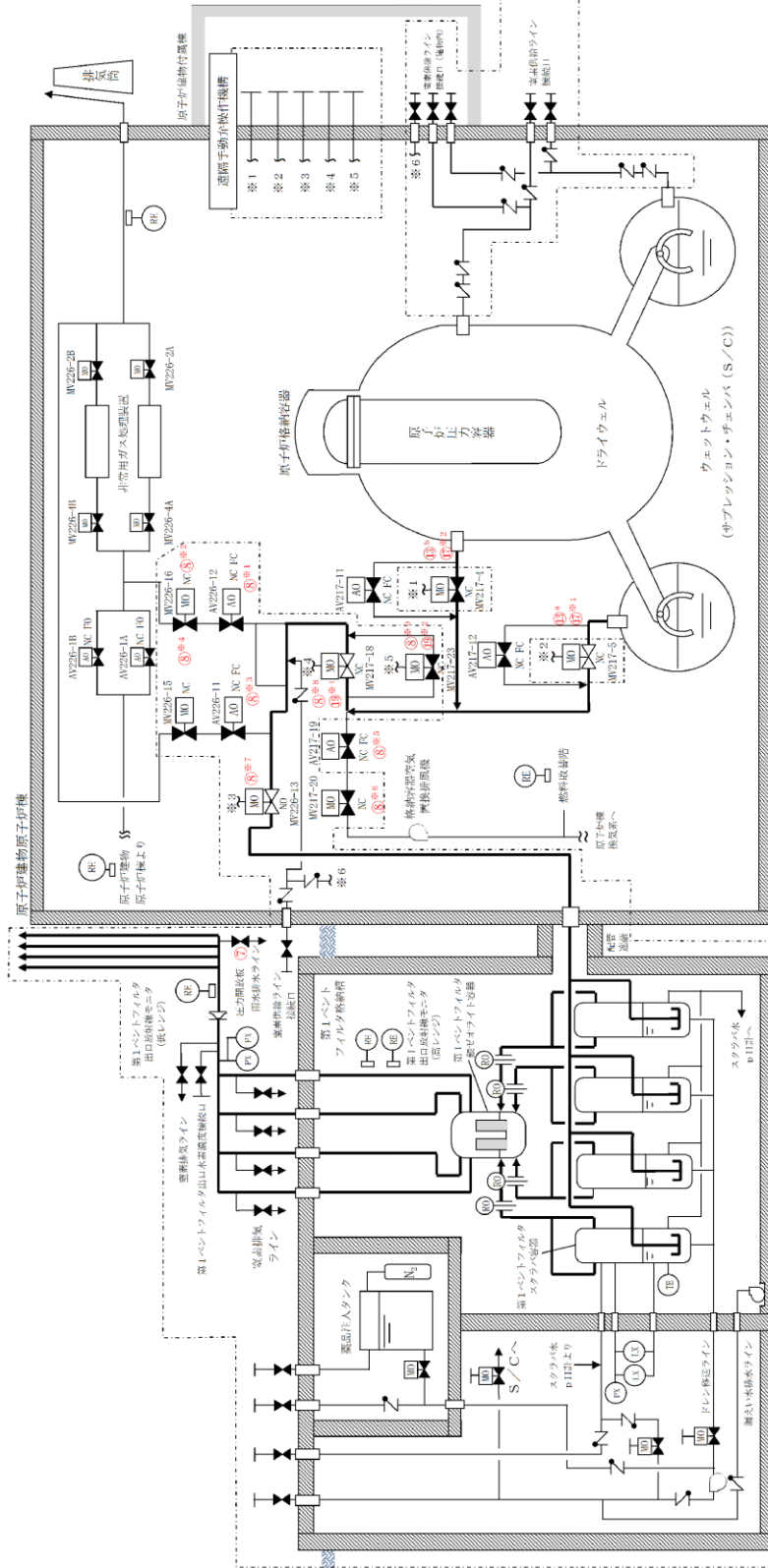
第1.3-22図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(1/2)

監視計器一覧(10/12)

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)	
1.4.2.3 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (1) 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉圧力容器への注水			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)
		補機監視機能	A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 C-残留熱除去ポンプ出口流量
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 (S A)
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		原子炉圧力容器内への注水量	A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 C-残留熱除去ポンプ出口流量
		補機監視機能	A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 C-残留熱除去ポンプ出口圧力
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 (S A)

凡例

	ホンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフィス

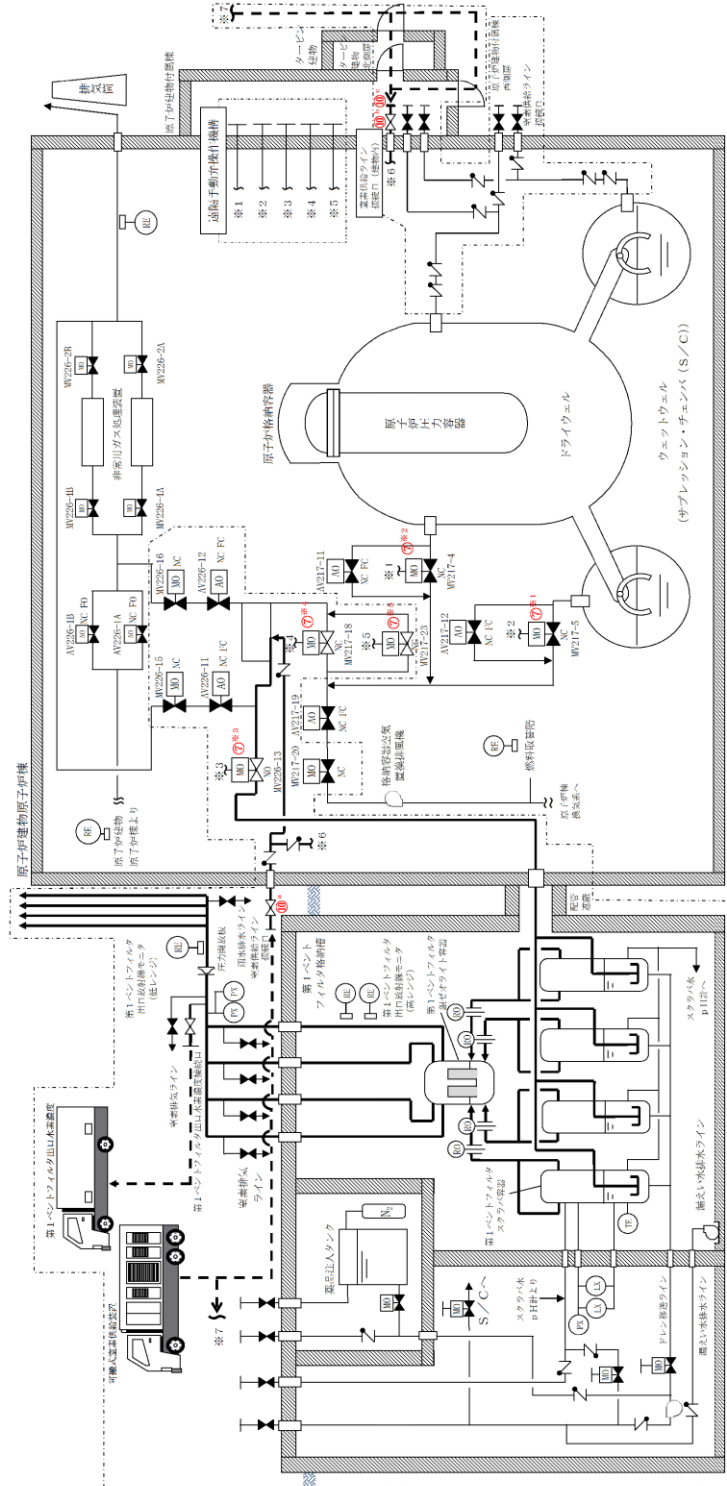


記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○※ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。  
 ○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.5-11図 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 概要図(1/2)

凡例

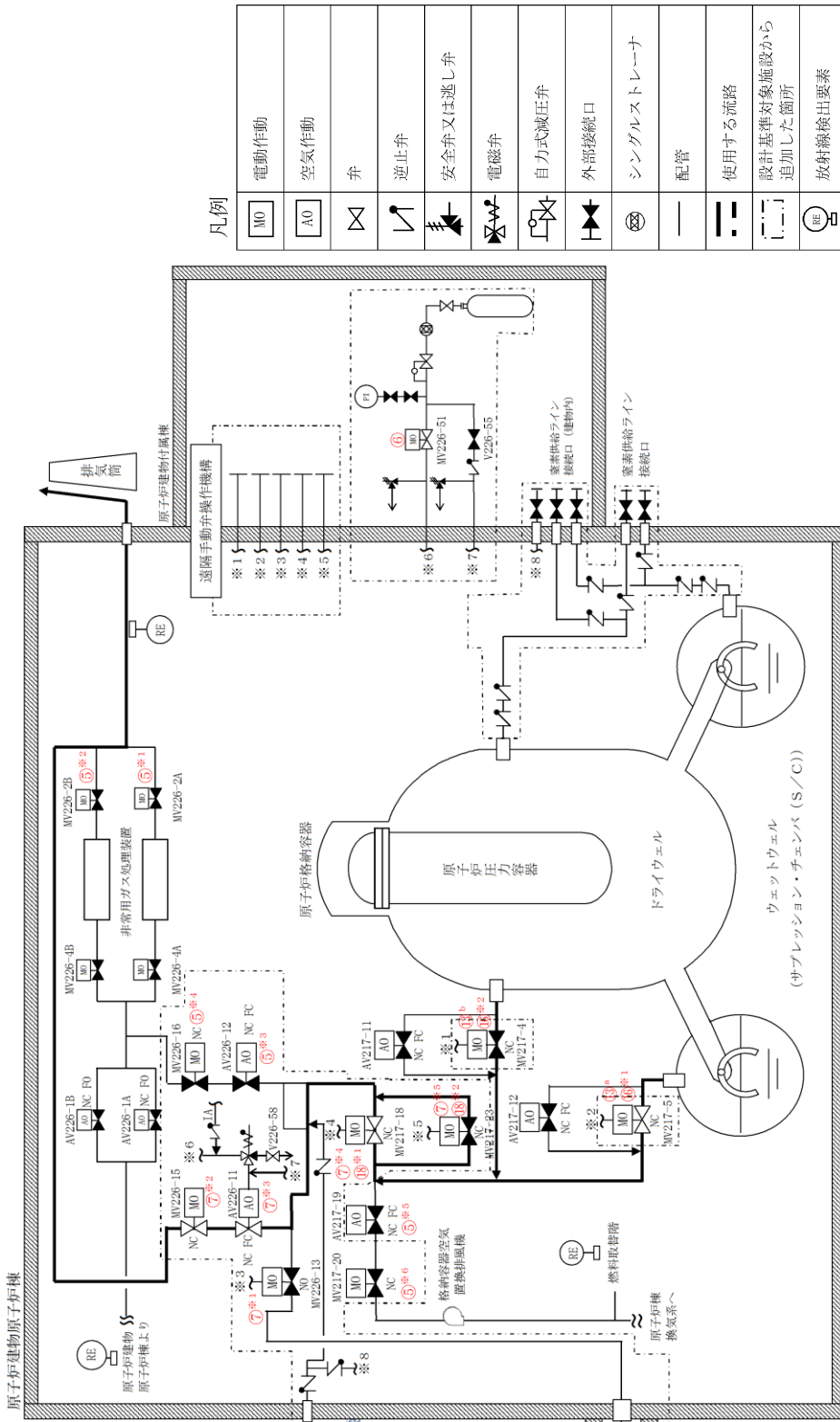
	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフィス



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○①~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。  
 ○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象がある場合、その実施順を示す。

第1.5-18図 格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガスパーズ 概要図(1/2)



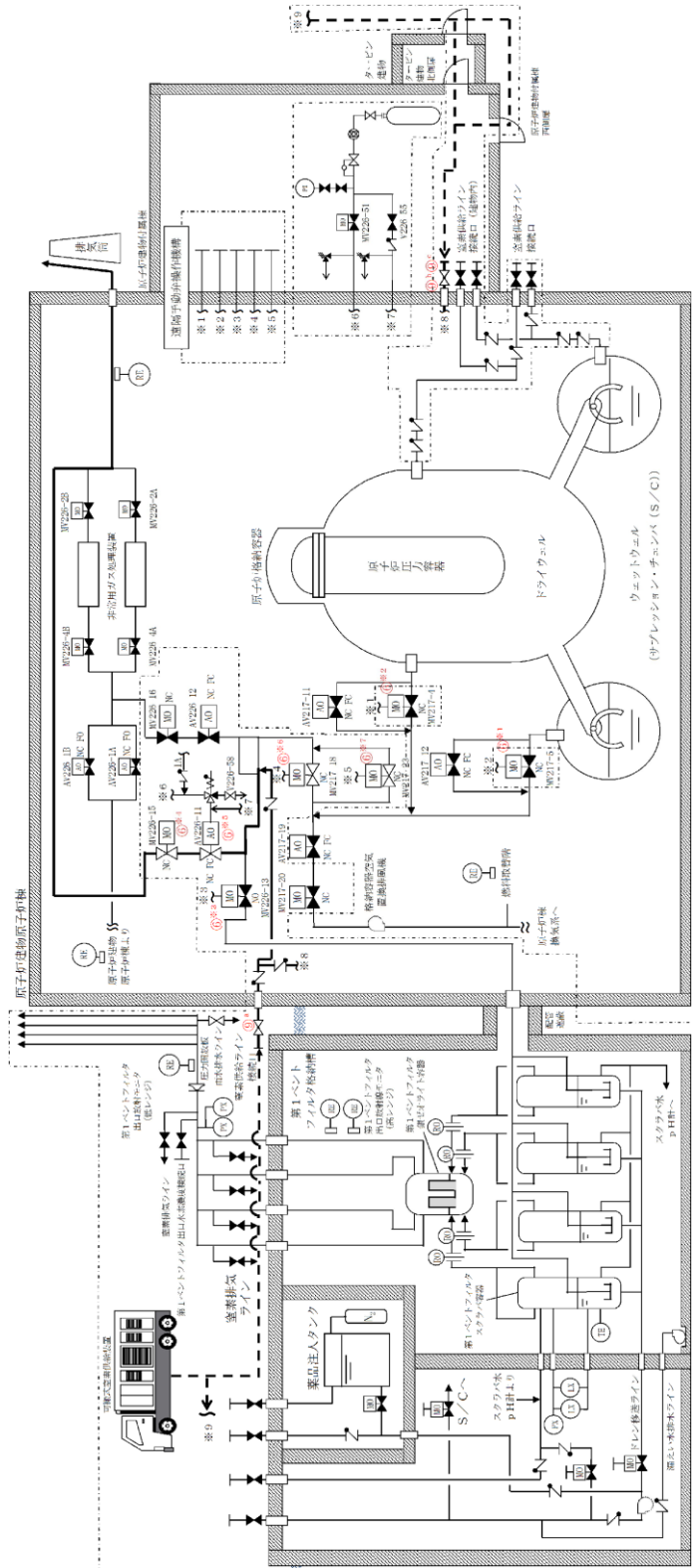


記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○<sup>a</sup>~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。  
 ○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.5-24図 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(1/2)

凡例

	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフィス

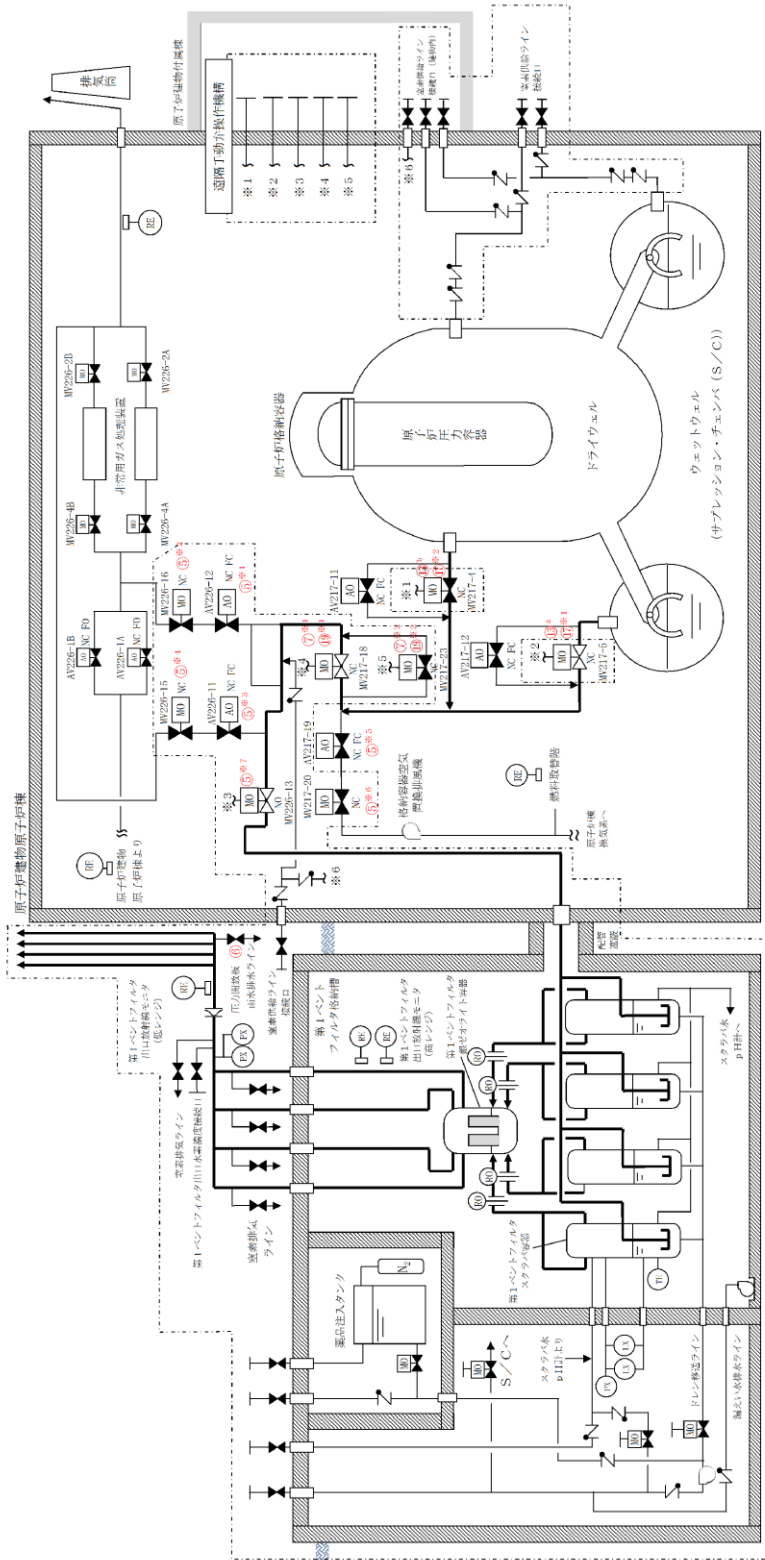


記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。  
 ○\*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.5-27図 耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパージ 概要図(1/2)

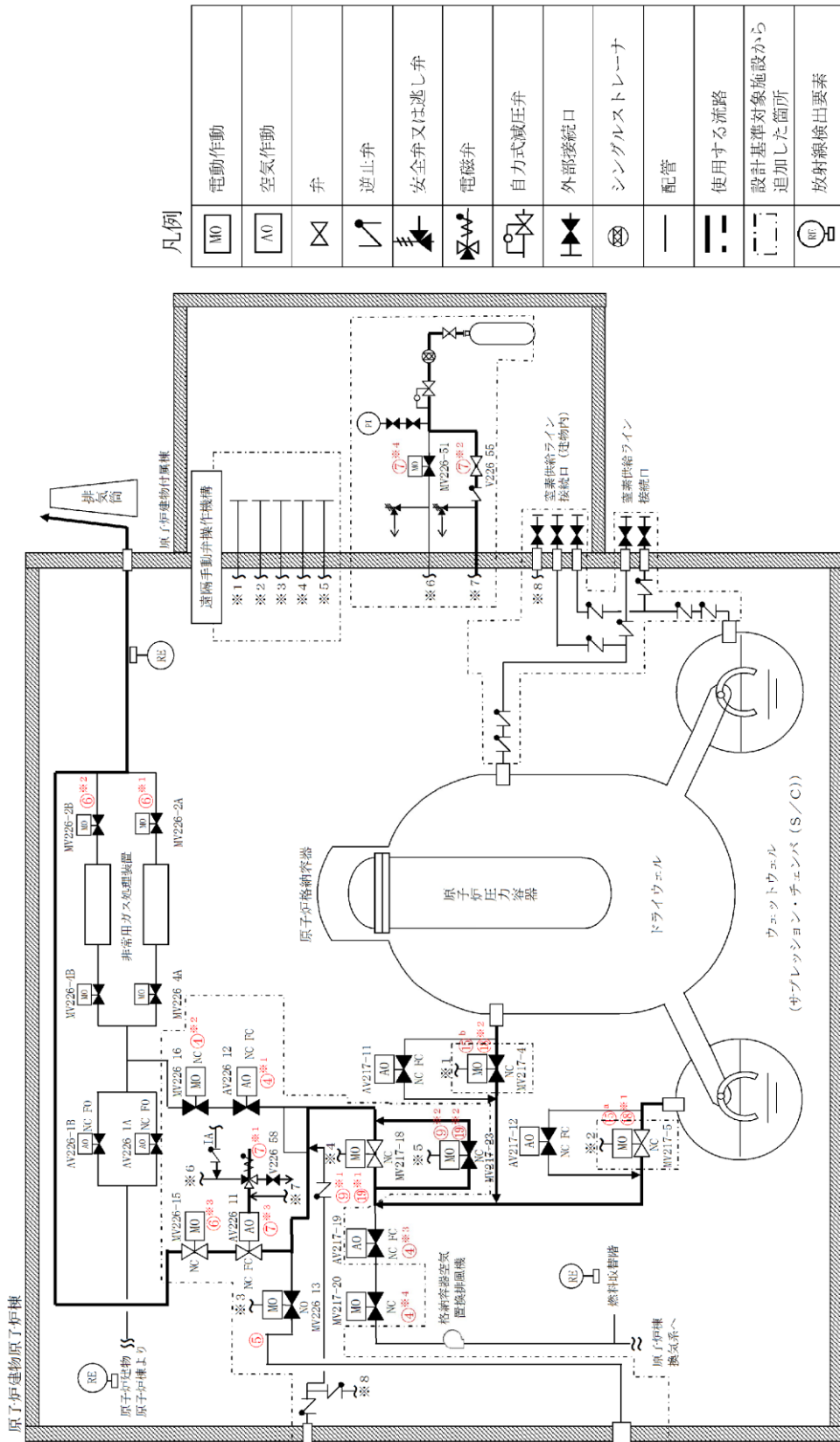
凡例

	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフイス



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○<sup>u</sup>~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。  
 ○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象がある場合、その実施順を示す。

第1.5-29図 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 (現場操作) 概要図(1/2)



記載例 ○：操作手順番号を示す。

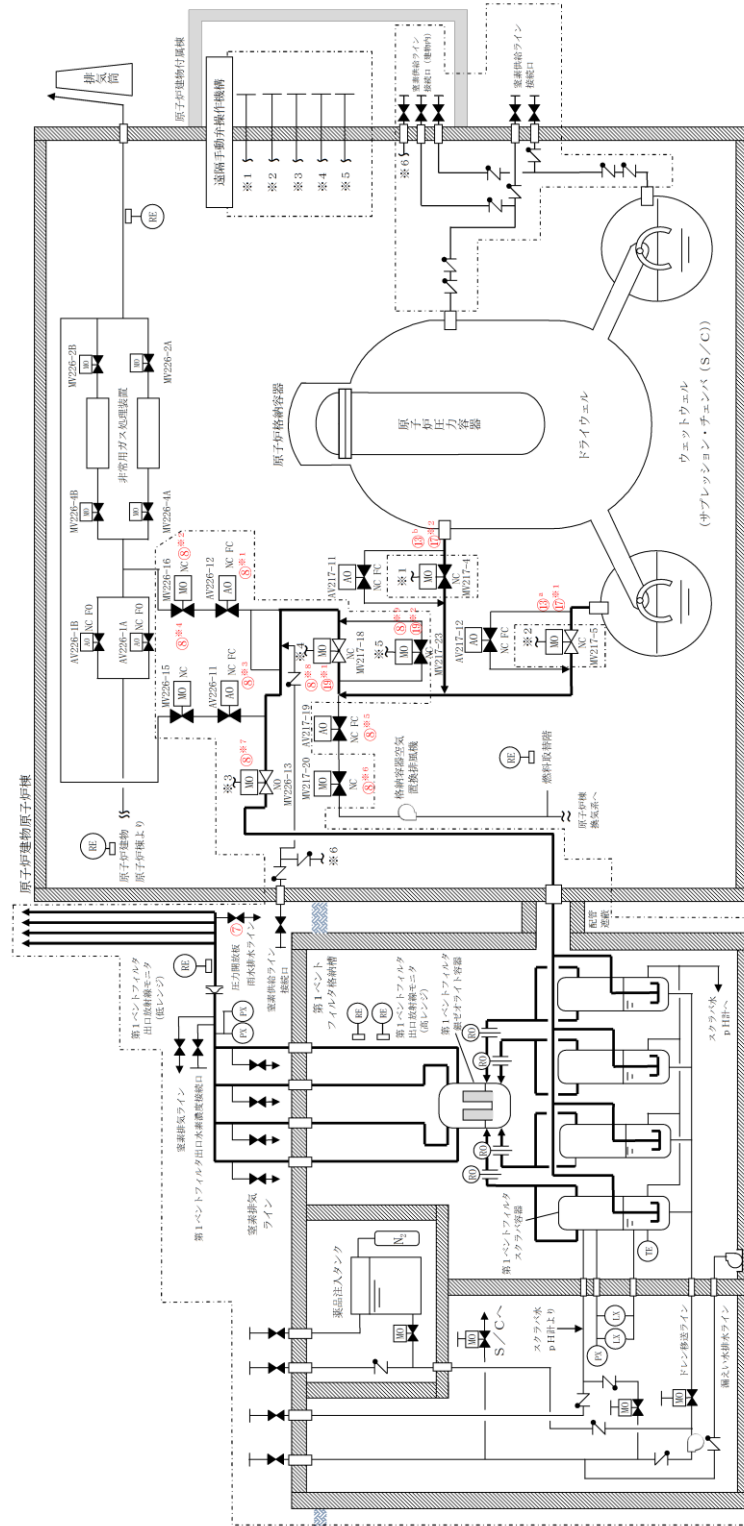
○<sup>a</sup>～：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。

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

第1.5-32図 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） 概要図(1/2)

凡例

	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフィス

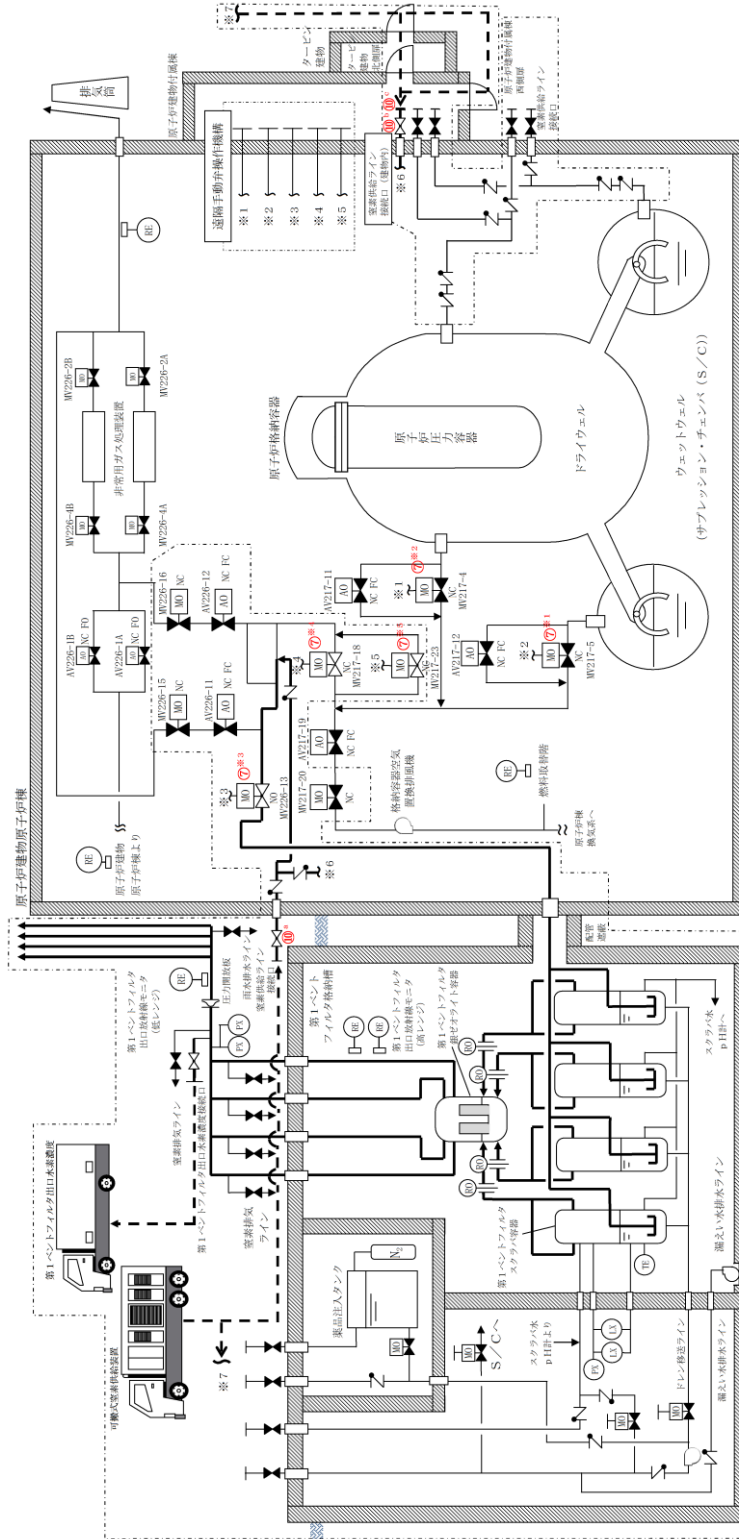


記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○<sup>※1</sup> : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。  
 ○<sup>※1~</sup> : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.7-10 図 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 概要図(1 / 2)

凡例

	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフィス

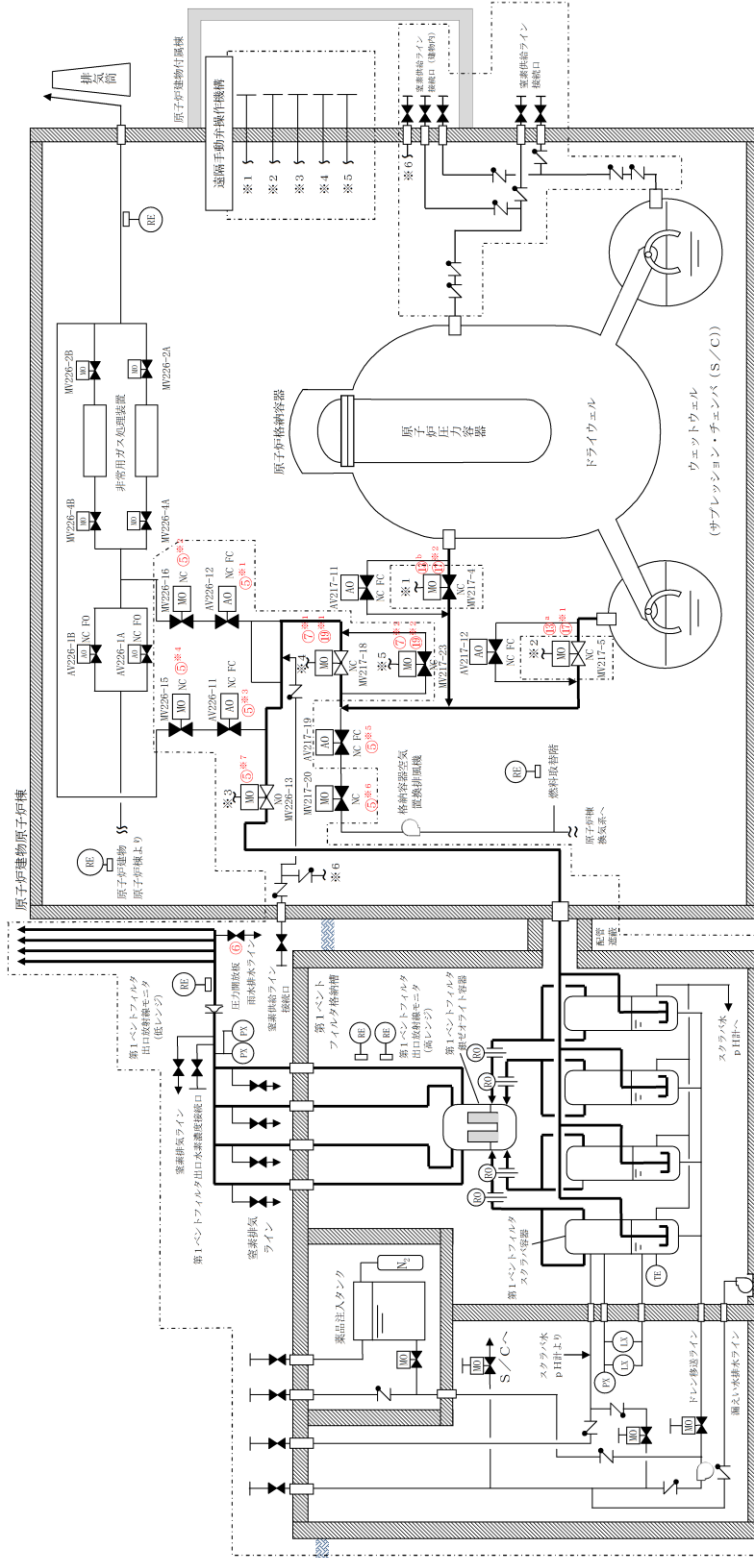


記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○<sup>※1</sup>~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。  
 ○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.7-17 図 格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガスパージ 概要図(1 / 2)

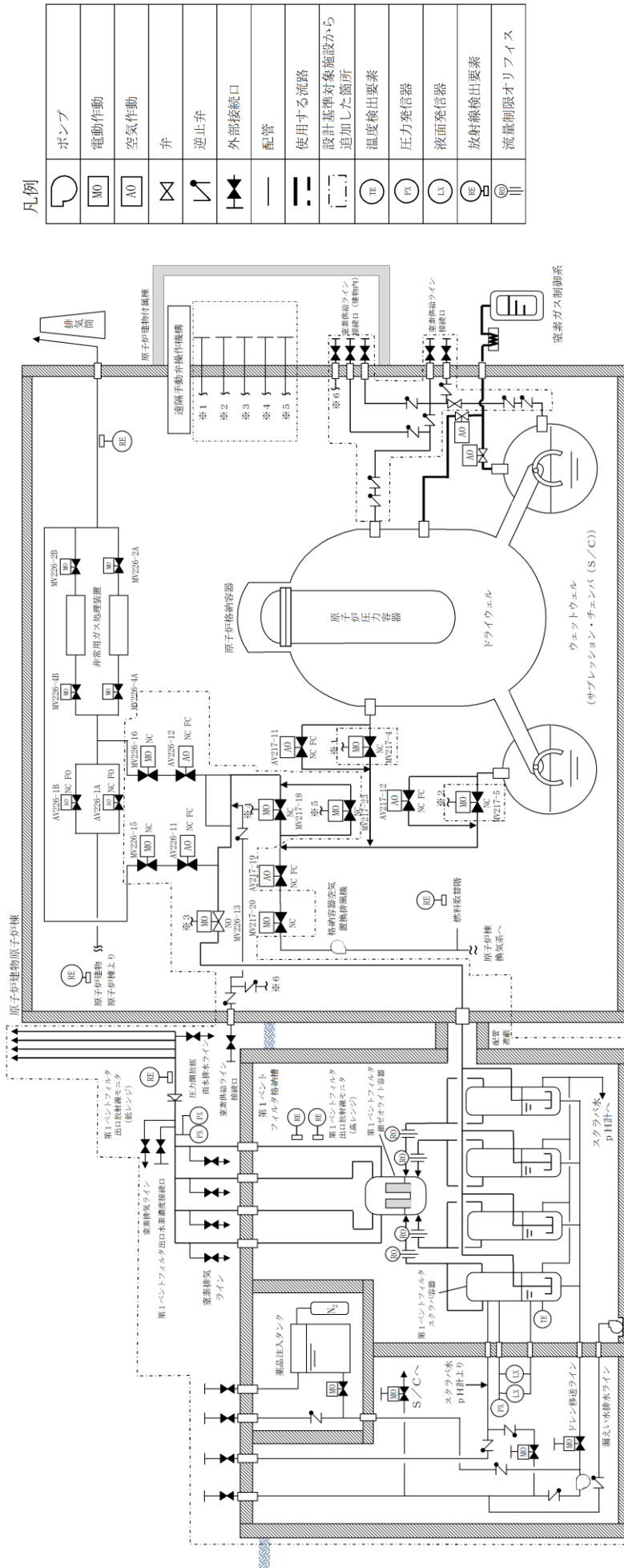
凡例

	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフィス



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○<sup>01</sup>~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。  
 ○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.7-27図 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) 概要図(1 / 2)

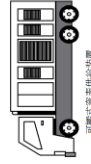
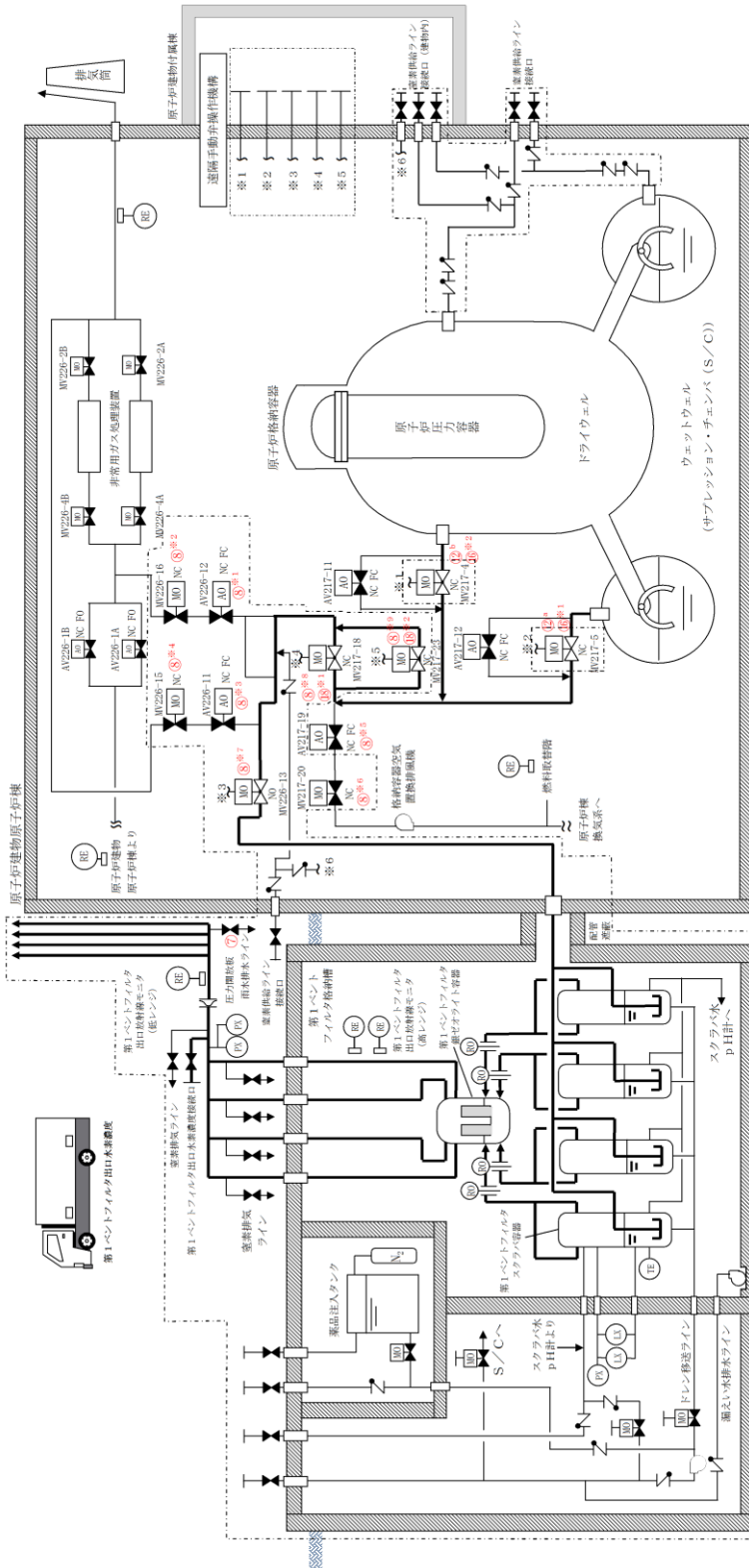


第1.9-4図 発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化 概要図



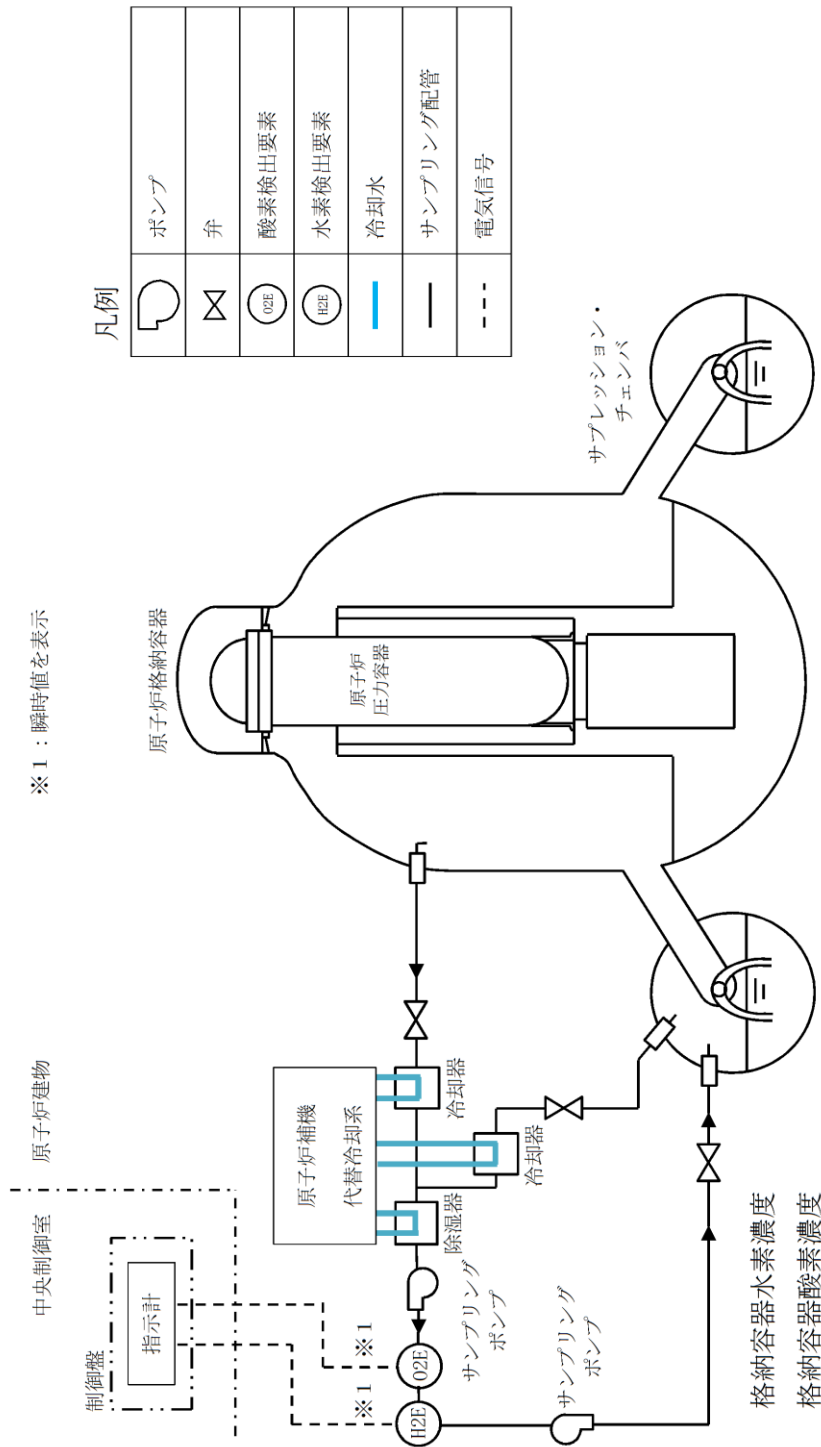
凡例

	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフィス



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○<sup>1</sup>~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。  
 ○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.9-7図 格納容器フィルタバント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 概要図(1 / 2)



※2系列のうちB系を示す。

第1.9-14図 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考				
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240		260	280	300	
号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を使用したM/C、C系又はM/C、D系受電(他号炉の非常用ディーゼル発電機B系から受電する場合)	要員(数)	4時間25分 号炉間電力融通ケーブル(可搬型)による電力融通																
		中央制御室運転員A	1	M/C	C系又はM/C	D系受電準備												
	現場運転員B、C	2			移動、受電準備													
	緊急時対策要員	3			移動													

※1 他号炉の非常用ディーゼル発電機A系から受電する場合は中央制御室運転員にて受電操作を実施する。

※2 号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を使用したM/C、D系受電を示す。また、号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を使用したM/C、C系受電については4時間25分以内で可能である。

第1.14-17 図 号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を使用したM/C、C系又はM/C、D系受電 (号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を使用したM/C、C系又はM/C、D系受電の場合) タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
		30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360		
可搬型直流電源設備による給電 (高压発電機車(原子炉建物西側の高压発電機車接続プラグ取納箱に接続)による給電の場合) <b>【第4保管エリアを使用する場合】</b>	要員(敬) 中央制御室運転員A	2時間40分 高压発電機車による給電※1												5時間10分 充電器受電	
		緊急用メタクラ及びSA低圧母線の受電準備													
		受電確認													
	現場運転員B, C	排風機運転													
		移動, 仮設ケーブル接続前準備, 排風機運転準備													
		移動, 排風機電源復旧													
	緊急時対策要員	緊急時対策所～第4保管エリア移動※2													
		車両健全性確認(高压発電機車)													
		高压発電機車配置, 高压発電機車準備, ケーブル敷設, 接続プラグ取納箱の検電, 接続作業													
		移動, メタクラ切替強作業													
		移動, 高压発電機車による送電													
		移動, 仮設ケーブル敷設, 接続													

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は, 2時間10分以内で可能である。

※2 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は, 速やかに対応できる。

第1.14-30 図 可搬型直流電源設備による給電  
 (高压発電機車(原子炉建物西側の高压発電機車接続プラグ取納箱に接続)による給電の場合)  
 タイムチャート

必要な要員と作業項目	手順の項目	要員(敬)	経過時間(分)												備考		
			30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360			
可搬型直流電源設備による給電 (高压発電機車(原子炉建物南側の高压発電機車接続プラグ収納箱に接続)による給電の場合) <b>【第4保管エリアを使用する場合】</b>	中央制御室運転員A  現場運転員B, C  緊急時対策要員		2時間40分 高压発電機車による給電※1												5時間10分 充電器盤受電		
			緊急用メタクラ及びSA低圧母線の受電準備														
			受電確認														
			排風機運転														
			移動、仮設ケーブル接続前準備、排風機電源復旧														
			移動、排風機電源復旧														
			移動、充電器盤への給電、受電操作														
			緊急時対策所～第4保管エリア移動※2														
			車両健全性確認(高压発電機車)														
			高压発電機車配置、ケーブル敷設、接続プラグ収納箱の検電、接続作業														
			移動、メタクラ回線盤作業														
			移動、高压発電機車による送電														
移動、仮設ケーブル敷設、接続																	

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、2時間10分以内で可能である。  
 ※2 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに対応できる。

第 1.14-31 図 可搬型直流電源設備による給電  
 (高压発電機車(原子炉建物南側の高压発電機車接続プラグ収納箱に接続)による給電の場合)  
 タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (時間)												備考			
		30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360		390	420	450
高圧発電機車 (ガスタービン発電機建物 (緊急用メタクラ) の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続) によるSAロードセントラ及びSAコントロールセントラ受電の発生 (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) (SA電源切替による負荷への受電の場合) 【第4保管エリアを使用する場合】	1 中央制御室運転員A  2 現場運転員B, C  3 緊急時対策要員	高圧発電機車によるSAロードセントラ 4時間40分 ※1 及びSAコントロールセントラ受電															
		緊急用メタクラ及びSA底圧母線の受電準備 受電確認															
		高圧発電機車 (ガスタービン発電機建物 (緊急用メタクラ) の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続) によるSAロードセントラ及びSAコントロールセントラ受電の発生 (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) (SA電源切替による負荷への受電の場合) 【第4保管エリアを使用する場合】	移動、SA電源切替操作 (A系) 移動、SA電源切替操作 (B系)														
	緊急時対策用～第4保管エリア移動※2 庫内健全確認 (高圧発電機車) 高圧発電機車配電 高圧発電機車準備 ケーブル敷設、接続 移動、並動開始 移動、送電操作																

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (時間)												備考			
		30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360		390	420	450
高圧発電機車 (ガスタービン発電機建物 (緊急用メタクラ) の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続) によるSAロードセントラ及びSAコントロールセントラ受電の発生 (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) (非常用コントロールセントラ切替による負荷への受電の場合) 【第4保管エリアを使用する場合】	1 中央制御室運転員A  2 現場運転員B, C  3 緊急時対策要員	高圧発電機車によるSAロードセントラ 4時間40分 ※1 及びSAコントロールセントラ受電															
		緊急用メタクラ及びSA底圧母線の受電準備 受電確認															
		高圧発電機車 (ガスタービン発電機建物 (緊急用メタクラ) の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続) によるSAロードセントラ及びSAコントロールセントラ受電の発生 (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) (非常用コントロールセントラ切替による負荷への受電の場合) 【第4保管エリアを使用する場合】	移動、C/C 非常用コントロールセントラ切替操作 (A系) C/C D系不要負荷切離し 非常用コントロールセントラ切替操作 (B系)														
	緊急時対策用～第4保管エリア移動※2 庫内健全確認 (高圧発電機車) 高圧発電機車配電 高圧発電機車準備 ケーブル敷設、接続 移動、並動開始 移動、送電操作																

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、4時間25分以内で可能である。

※2 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに対応できる。

第1.14-51 図 ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセントラ及びSAコントロールセントラ受電 (高圧発電機車 (ガスタービン発電機建物 (緊急用メタクラ) の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続) によるSAロードセントラ及びSAコントロールセントラ受電の場合 (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)) タイムチャート

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) (14/18)

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※12	検出器の種類	可搬型計測器	第1.15-3 図No.
原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位 (広帯域) ※2				「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 (S A) ※2									
	原子炉圧力※2									
原子炉圧力容器内の状態	原子炉圧力 (S A) ※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 (S A) ※1									
	原子炉圧力容器温度 (S A) ※1									
原子炉格納容器内の状態	ドライウエル温度 (S A) ※2				「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 (S A) ※2									
	サブレーション・チェンバ圧力 (S A) ※1									
原子炉格納容器パイプスの監視	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	0 ~ 4 MPa [gage]	最大値： 1.0MPa [gage]	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系の最高使用圧力 (1.0MPa [gage]) を監視可能。	S	区分Ⅰ 無停電 交流電源 区分Ⅱ 無停電 交流電源 ①	弾性圧力 検出器	可	⑯
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	0 ~ 5 MPa [gage]	最大値： 2.0MPa [gage]	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系統の最高使用圧力 (2.0MPa [gage]) を監視可能。	S	区分Ⅰ 無停電 交流電源	弾性圧力 検出器	可	⑳
原子炉建物内の状態	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 (S A) ※1									

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※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レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) 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：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

※12：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からの給電により計測可能な計器は、S A用直流電源、区分Ⅱ直流電源及び区分Ⅱ無停電交流電源を電源とした計器である。

※13：全交流動力電源喪失時に蓄電池 (非常用) からの電源供給に期待せず、交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。

第1.15-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (16/18)

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※12	検出器の種類	可搬型計測器	第1.15-3 図No.	
⑭ 水源の確保 (2/2)	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力※1	2	0～4MPa [gage]	—※8	重大事故等時における, 低圧原子炉代替注水ポンプの最高使用圧力 (3.92MPa [gage]) を監視可能。	— (S s)	SA用直流電源	弾性圧力検出器	可	⑮	
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力※1	1	0～10MPa [gage]	最大値: 9.02MPa [gage]	原子炉隔離時冷却系の運転時における, 原子炉隔離時冷却系系統の最高使用圧力 (9.02MPa [gage]) を監視可能。	S	区分II直流電源②	弾性圧力検出器	可	⑯	
	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力※1	1	0～12MPa [gage]	最大値: 8.93MPa [gage]	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系統の最高使用圧力 (8.93MPa [gage]) を監視可能。	S	区分III直流電源	弾性圧力検出器	可	⑰	
	残留熱除去ポンプ出口圧力※1	[⑬格納容器バイパスの監視] を監視するパラメータと同じ									
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力※1										
	残留熱代替ポンプ出口圧力※1	2	0～3MPa [gage]	—※8	重大事故等時における, 残留熱代替除去ポンプの最高使用圧力 (2.5MPa [gage]) を監視可能。	— (S s)	SA用直流電源	弾性圧力検出器	可	⑱	
	原子炉水位 (広帯域) ※1	[⑬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) ※1										

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4: 基準点はサブレシジョン・プール通常水位 (EL5610)。

※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7: 局部出力領域計装の検出器は124個であり, 平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8: 重大事故等時に使用する設備のため, 設計基準事故時は値なし。

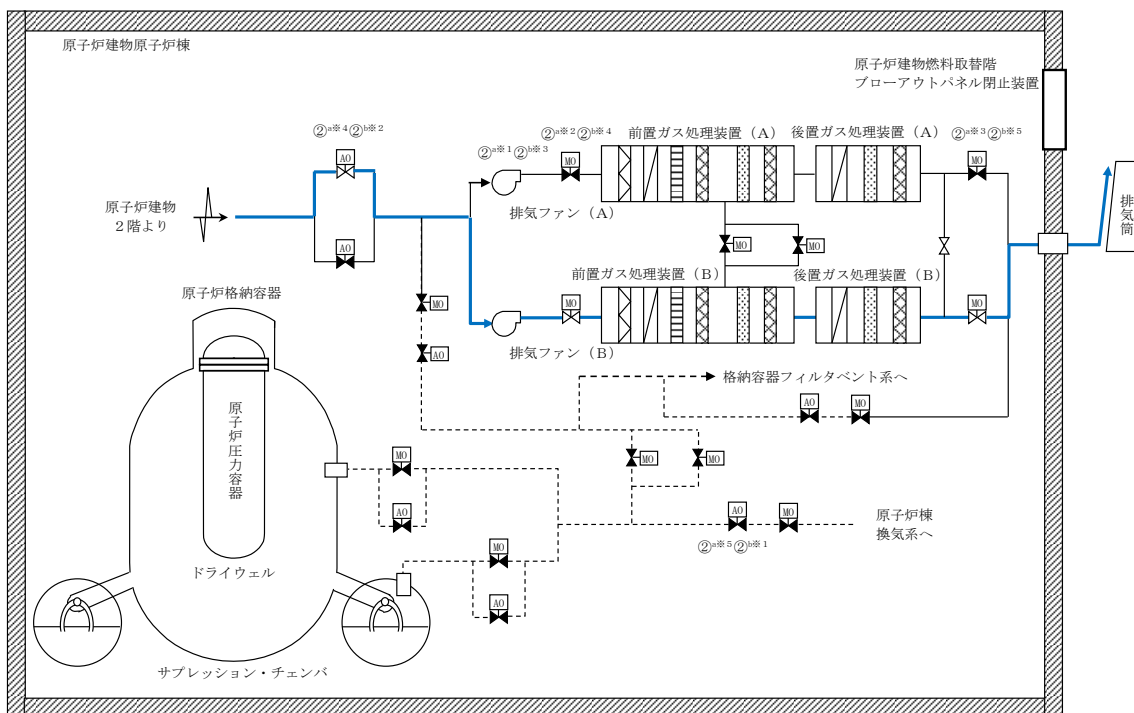
※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11: 検出点は7箇所。

※12: 所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は, SA用直流電源, 区分II直流電源及び区分II無停電交流電源を電源とした計器である。

※13: 全交流動力電源喪失時に蓄電池 (非常用) からの電源供給に期待せず, 交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。





操作手順	名称
② <sup>a</sup> *1 ② <sup>b</sup> *3	排気ファン
② <sup>a</sup> *2 ② <sup>b</sup> *4	S G T 入口弁
② <sup>a</sup> *3 ② <sup>b</sup> *5	S G T 出口弁
② <sup>a</sup> *4 ② <sup>b</sup> *2	R / B 連絡弁
② <sup>a</sup> *5 ② <sup>b</sup> *1	R / B 給排気隔離弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○<sup>a</sup>\*1~ : a は交流電源が正常の手順, b は全交流動力電源が喪失した場合を示す。同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合, その実施順を示す。

第 1.16-21 図 非常用ガス処理系概要図 (運転時)

添付書類十(追補2)の一部補正

追補 2 を以下のとおり補正する。

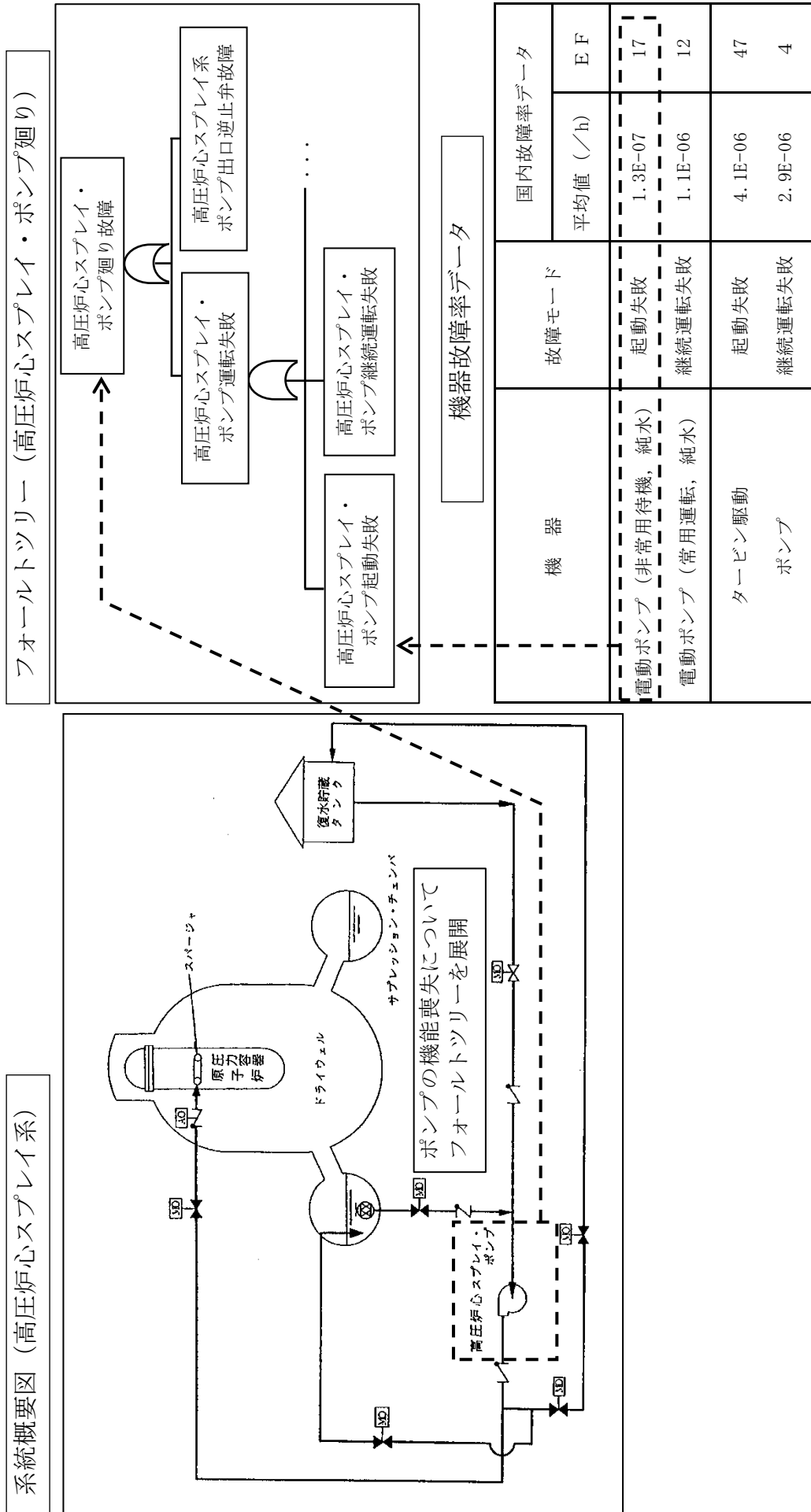
頁	行	補正前	補正後
(I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について)			
70		第2-3表 評価対象とする プラント損傷状態の選定に ついて (1/2)	別紙10-追2-1に変更する。
別紙1-64	上 6	・高圧炉心スプレイ_ポンプ …	・高圧炉心スプレイ_ポンプ …
別紙2-17	下 1	…計装用無停電交流電源 設備…	…計装用無停電交流電源 装置…
別紙2-18	上 4	…計装用無停電交流電源 設備…	…計装用無停電交流電源 装置…
別紙2-23	下 7	…津波が襲来した…	…津波が来襲した…
別紙5-30	下 2～下 1	…低圧炉心スプレイ_ポン プ_又は…	…低圧炉心スプレイ_ポン プ_運転又は…
別紙5-44	上13～上14	…重大事故_対処設備であ る…	…重大事故等対処設備であ る…
1.1.1-93		第1.1.1.e-1図 システム 信頼性の評価例	別紙10-追2-2に変更する。
1.1.2-36		第1.1.2.a-5表 緩和設備 の使用可能性	別紙10-追2-3に変更する。
1.1.2-52		第1.1.2.h-7表 重要度解 析結果 (基事象別RAW)	別紙10-追2-4に変更する。
1.1.2-60		第1.1.2.a-4図 燃料プー ル補給水系系統概要図	別紙10-追2-5に変更する。
1.1.2-71		第1.1.2.h-6図 重要度解 析結果 (基事象別)	別紙10-追2-6に変更する。
1.2.1-58		第1.2.1.a-3表 地震レベ ル1 PRA評価対象建物・構 築物・機器リスト (1/7)	別紙10-追2-7に変更する。

頁	行	補正前	補正後
1.2.1-62		第1.2.1.a-3表 地震レベル1 P R A評価対象建物・構築物・機器リスト (5 / 7)	別紙10-追2-8に変更する。
1.2.2-3	上11	…津波が <u>襲来</u> …	…津波が <u>来襲</u> …
	上12	…津波 <u>襲来</u> …	…津波 <u>来襲</u> …
	上13	…津波 <u>襲来時</u> …	…津波 <u>来襲時</u> …
	下13	津波 <u>襲来時</u> …	津波 <u>来襲時</u> …
1.2.2-12		第1.2.2.a-3表 プラントウォークダウン結果	別紙10-追2-9に変更する。

なお、頁は、令和3年5月10日付け、電安炉技第1号で一部補正した頁を示す。

第2-3表 評価対象とするプラント損傷状態の選定について (1/2)

格納容器破損モード	破損モード別 CFF (／炉年)	該当する PDS	PDS別 CFF (／炉年)	破損モード内 CFFに対する割合 (%)	最も厳しいPDS選定の考え方	評価対象と選定した PDS
格納容器破損モード	3. 3E-12	TQUV	2. 3E-13	7	<p>【事象進展 (過圧・過温) 緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ TQUX, TQUV, 長期TB, TBU, TBD, TBPの各シナリオと比較し, LOCAは原子炉冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く, 事象進展が早い。</li> <li>・ 過圧破損については対策として原子炉格納容器の除熱が必要となる。</li> <li>・ 過温破損については対策として原子炉格納容器 (損傷炉心) への注水が必要となる。</li> <li>・ LOCAにECCS注水機能喪失及び全交流動力電源喪失を重量させることで, 電源の復旧, 注水機能の確保等必要となる事故対処設備が多く, 格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとなる。また, 原子炉格納容器への注水・除熱対策の有効性を網羅的に確認可能なシナリオとなる。なお, いずれのPDSを選定しても必要な監視機能は維持される。</li> </ul> <p>以上より, LOCAに全交流動力電源喪失 (SBO) を加え, 過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するためのPDSとする。</p>	LOCA + SBO
		TQUX	3. 0E-12	93		
		LOCA	2. 9E-16	<0.1		
		TQUV	1. 0E-10	4		
		TQUX	2. 9E-11	1		
		長期TB	2. 7E-09	94		
		TBU	1. 2E-11	0.4		
		TBP	8. 2E-12	0.3		
		TBD	3. 8E-12	0.1		
		LOCA	3. 9E-13	<0.1		
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 (DCH)	5. 9E-17	TQUX	2. 9E-25	<0.1	<p>【事象進展緩和 (減圧) の余裕時間の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 長期TBは事象初期において原子炉隔離時冷却系による冷却が有効なシナリオであり, 原子炉減圧までの時間余裕の観点ではTQUX, TBD, TBUの方が厳しい。</li> <li>・ 高圧状態で炉心損傷に至る点ではTQUX, TBD, TBUにPDS選定上の有意な違いはない。</li> </ul> <p>以上より, 最も厳しいPDSから, TQUXを代表として選定した。また, このPDSに全交流動力電源喪失を重量させることで, 電源の復旧, 注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。なお, いずれのPDSを選定しても必要な監視機能は維持される。</p>	TQUX
		長期TB	5. 9E-17	約100		
		TBU	1. 4E-29	<0.1		
		TBD	1. 1E-27	<0.1		
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (FCI)	2. 3E-13	TQUV	1. 8E-13	76	<p>【事象 (FCI) における発生エネルギーの大きさ) の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち, 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (FCI) の観点からは, 原子炉格納容器下部へ落下する溶融炉心の割合が多く, 原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の保有エネルギーが大きいシナリオが厳しくなる。</li> <li>・ 原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合, 原子炉格納容器に放出される溶融炉心が分散されやすいと考えられ, 原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が, 原子炉格納容器下部へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多くなると考えられる。</li> <li>・ また, 本格納容器破損モードに対する事象の厳しさを考慮する上では, 溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和対策である, 原子炉格納容器下部への水張りを実施された状態を想定しているが, その一方で, 原子炉圧力容器破損が想定される状況では, 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止するため, 原子炉圧力容器の減圧が実施されている。</li> <li>・ これらの状況も考慮し, 原子炉圧力容器が低圧状態で破損するものとし, 高圧状態で破損するTQUXは選定対象から除外する。</li> <li>・ LOCAは, 蒸気が急速に原子炉格納容器に流出するため, ジルコニウムの酸化割合が他の低圧破損シナリオより小さくなる考えられ, 酸化ジルコニウム質量割合が他の低圧破損シナリオより小さくなることで溶融炉心の内部エネルギーが小さくなる考えられる。</li> </ul> <p>以上より, 本格納容器破損モードにおいて厳しいPDSとして, 原子炉の水位低下が早く, 原子炉圧力容器破損までの時間が短いTQUVを選定する。また, このPDSに全交流動力電源喪失を重量させることで, 電源の復旧, 注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。なお, いずれのPDSを選定しても必要な監視機能は維持可能である。</p>	TQUV
		TQUX	5. 6E-14	24		
LOCA	2. 0E-18	<0.1				



第1.1.1.e-1図 システム信頼性の評価例

第1.1.2.a-5表 緩和設備の使用可能性

POS		S	A	B-1	B-2	B-3	B-4	C	D
緩和設備	A	○	○	○	○	×	×	△	△
	B	△	△	×	×	○	○	○	○
	—	—	—	×※1	×※1	×※1	×※1	—	—
	—	×	×	×	×	×	×※2	×※2	×※2
	—	—	—	△	△	△	△	—	—
	A	○	○	○	○	○	○	○	○
	B	△	△	△	△	△	△	△	△
	C	△	△	△	△	△	△	△	△
	A	△	△	△	△	×	×	△	△
	B	△	△	×	×	△	△	△	△
	区分Ⅰ	○	○	○	○	○	○	○	○
	区分Ⅱ	○	○	○	○	○	○	○	○
	区分Ⅰ	○	○	○	○	○	○	○	○
	区分Ⅱ	○	○	○	○	○	○	○	○
	A	○	○	○	○	○	×	△	△
	B	△	△	×	×	○	○	○	○
	A	○	○	○	○	○	×	△	△
	B	△	△	×	×	○	○	○	○

○：使用可能（運転中） △：使用可能（待機中） ×：使用不可 —：検討対象外

※1 燃料プール冷却系は、1系統運転の場合には成功基準を満足しないことから緩和機能として期待しない。

※2 原子炉浄化系は、成功基準を満足する期間が短いことから保守的に緩和機能として期待しない。

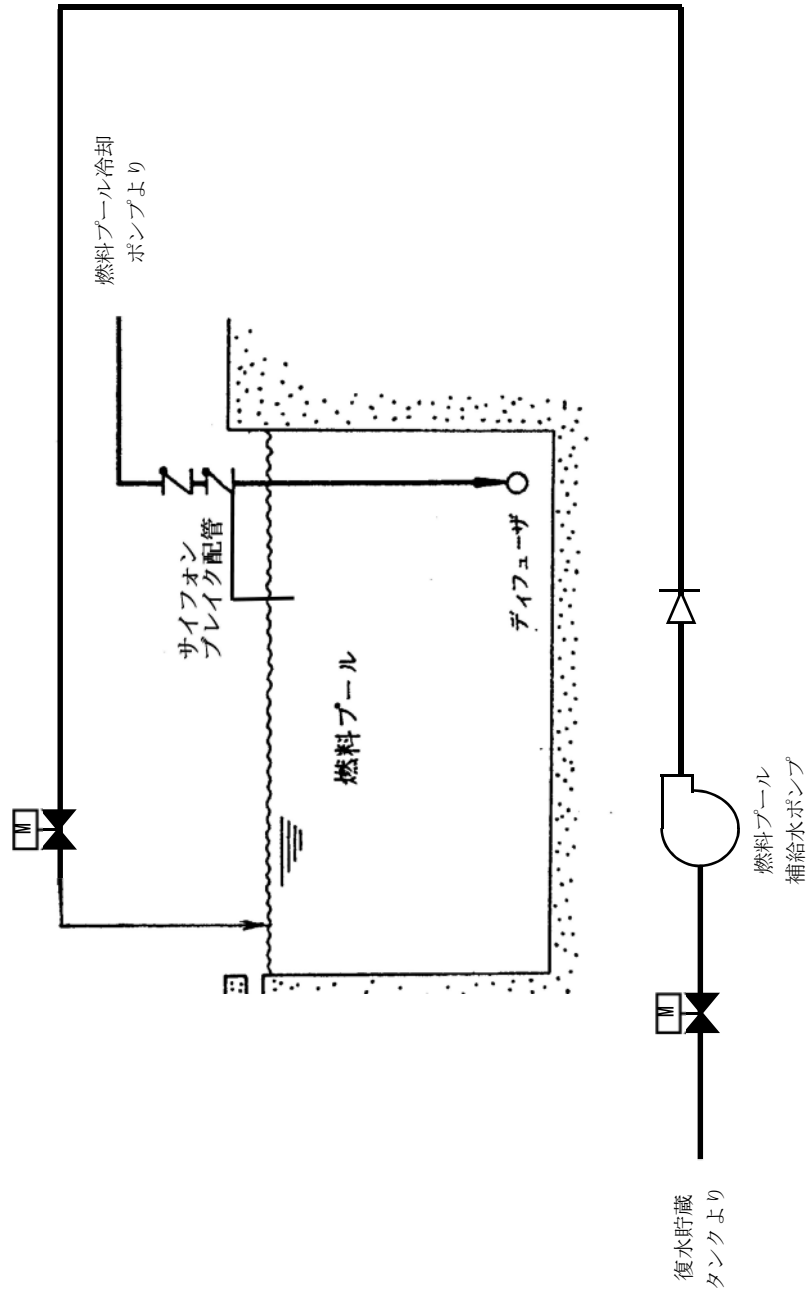
第 1.1.2.h-6 表 重要度解析結果（基事象別 F V 重要度）

基事象	F V 重要度
非常用ディーゼル発電機 A 継続運転失敗	2.9E-01
非常用ディーゼル発電機 A 起動失敗	2.0E-01
非常用ディーゼル発電機 B 継続運転失敗	1.5E-01
非常用ディーゼル発電機 A メンテナンス	1.1E-01
非常用ディーゼル発電機 B 起動失敗	1.0E-01
非常用ディーゼル発電機 B メンテナンス	5.8E-02
非常用ディーゼル発電機 A, B 共通原因継続運転失敗	1.3E-02
非常用ディーゼル発電機 A, B 共通原因起動失敗	8.8E-03
非常用ディーゼル発電機 A 遮断器作動信号故障	6.3E-03
燃料移送ポンプ A 起動失敗	6.1E-03

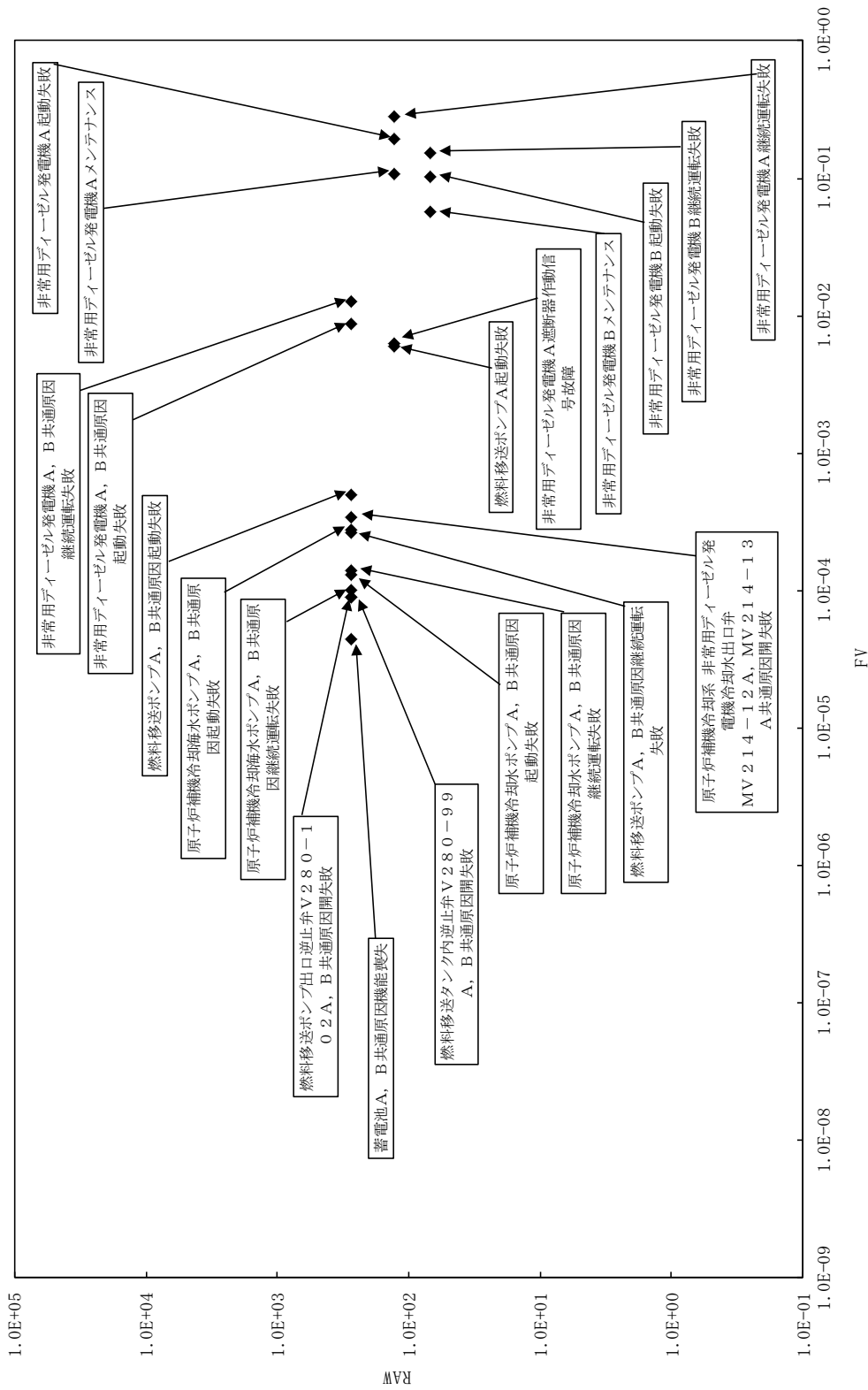
第 1.1.2.h-7 表 重要度解析結果（基事象別 R A W）

基事象	R A W
原子炉補機冷却海水ポンプ A, B 共通原因起動失敗	2.7E+02
原子炉補機冷却水ポンプ A, B 共通原因継続運転失敗	2.7E+02
原子炉補機冷却水ポンプ A, B 共通原因起動失敗	2.7E+02
原子炉補機冷却海水ポンプ A, B 共通原因継続運転失敗	2.7E+02
燃料移送ポンプ A, B 共通原因起動失敗	2.7E+02
原子炉補機冷却系 非常用ディーゼル発電機冷却水出口弁 MV 2 1 4 - 1 2 A, MV 2 1 4 - 1 3 A 共通原因開失敗	2.7E+02
燃料移送ポンプ A, B 共通原因継続運転失敗	2.7E+02
燃料移送タンク内逆止弁 V 2 8 0 - 9 9 A, B 共通原因開失敗	2.7E+02
燃料移送ポンプ出口逆止弁 V 2 8 0 - 1 0 2 A, B 共通原因開失敗	2.7E+02
蓄電池 A, B 共通原因機能喪失	2.7E+02





第 1. 1. 2. a - 4 図 燃料プール補給水系概要図



第 1.1.2.h-6 図 重要度解析結果 (基事象別)

第1.2.1.a-3表 地震レベル1 P R A評価対象建物・構築物・機器リスト(1/7)

起回事象/ 影響緩和機能	設 備	損傷モード	評価部位	中央値(G)	HCLPF(G)
				$\beta_r$	
				$\beta_u$	
外部電源喪失	セラミック インシュレータ	構造損傷	セラミック	0.50	0.18
				0.32	
				0.29	
原子炉建物損傷	原子炉建物	構造損傷	-	3.23	1.39
				0.36	
				0.15	
原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器	構造損傷	シヤラグ	2.47	1.16
				0.22	
				0.24	
原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器 スタビライザ	構造損傷	フランジボルト	1.74	0.87
				0.20	
				0.22	
原子炉格納容器損傷	原子炉圧力容器 ペDESTAL	構造損傷	円筒部	2.55	1.19
				0.22	
				0.24	
原子炉圧力容器損傷	原子炉圧力容器	構造損傷	ボルト	2.38	1.11
				0.22	
				0.24	
原子炉圧力容器損傷	ガンマ線遮蔽壁	構造損傷	胴	5.10	2.55
				0.20	
				0.22	
原子炉圧力容器損傷	原子炉圧力容器 スタビライザ	構造損傷	ロッド	2.25	1.05
				0.22	
				0.24	
格納容器バイパス	主蒸気隔離弁	機能損傷	- (水平方向評価)	4.95	2.06
				0.27	
				0.26	
格納容器バイパス	原子炉隔離時冷却系 隔離弁	機能損傷	- (水平方向評価)	8.71	3.63
				0.27	
				0.26	
格納容器バイパス	原子炉浄化系隔離弁	機能損傷	- (水平方向評価)	5.26	2.19
				0.27	
				0.26	
格納容器バイパス	給水系逆止弁	機能損傷	- (水平方向評価)	6.88	2.87
				0.27	
				0.26	
格納容器バイパス	原子炉隔離時冷却系 配管	構造損傷	サポート	2.10	0.88
				0.27	
				0.26	
Excessive LOCA	原子炉格納容器内 配管 (PLR配管)	構造損傷	配管本体	1.68	0.75
				0.25	
				0.24	
制御室建物損傷	制御室建物	構造損傷	-	6.48	1.85
				0.61	
				0.15	
廃棄物処理建物損傷	廃棄物処理建物	構造損傷	-	4.37	2.62
				0.16	
				0.15	
計装・制御系喪失	制御盤	機能損傷	- (鉛直方向評価)	4.11	2.16
				0.14	
				0.25	
計装・制御系喪失	計装ラック	機能損傷	- (水平方向評価)	3.40	1.67
				0.22	
				0.21	
計装・制御系喪失	計装用無停電 交流電源装置	機能損傷	- (水平方向評価)	3.95	1.82
				0.22	
				0.25	
計装・制御系喪失	ケーブル・トレイ	構造損傷	サポート	2.26	0.96
				0.26	
				0.26	

第1.2.1.a-3表 地震レベル1 P R A評価対象建物・構築物・機器リスト(5/7)

起回事象/ 影響緩和機能	設 備	損傷モード	評価部位	中央値(G)		HCLPF(G)
				$\beta_r$	$\beta_u$	
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ系 逆止弁	機能損傷	— (水平方向評価)	2.33	0.97	
				0.27		
				0.26		
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ・ ポンプ	機能損傷	— (鉛直方向評価)	2.92	1.72	
				0.14		
				0.18		
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ系 電動弁(ゲート)	機能損傷	— (水平方向評価)	2.22	0.93	
				0.27		
				0.26		
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ系 配管	構造損傷	配管本体	1.41	0.63	
				0.25		
				0.24		
高圧炉心スプレイ系	サブプレッション・ チェンバ	構造損傷	ベースプレート	1.68	0.79	
				0.22		
				0.24		
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備 非常用ディーゼル室送風機	構造損傷	ボルト	8.04	4.37	
				0.20		
				0.17		
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ系 非常用ディーゼル 発電設備	構造損傷	サポート	2.10	0.88	
				0.27		
				0.26		
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ系 非常用ディーゼル 発電設備空気だめ	構造損傷	胴板	3.77	2.05	
				0.20		
				0.17		
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ系 非常用ディーゼル発電設備 ディーゼル燃料デイトンク	構造損傷	ボルト	6.32	3.43	
				0.20		
				0.17		
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ系 非常用ディーゼル発電設備燃 料貯蔵タンク	構造損傷	ボルト	1.39	0.75	
				0.20		
				0.17		
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ系 非常用ディーゼル発電設備燃 料移送系配管	構造損傷	配管本体	1.52	0.67	
				0.25		
				0.25		
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ系 非常用ディーゼル発電設備燃 料移送系逆止弁	機能損傷	— (水平方向評価)	2.33	0.97	
				0.27		
				0.26		
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ系 非常用ディーゼル発電設備燃 料移送ポンプ	機能損傷	— (鉛直方向評価)	1.53	0.9	
				0.14		
				0.18		
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ系 非常用母線メタクラ	機能損傷	— (水平方向評価)	5.13	2.52	
				0.22		
				0.21		
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ系 非常用母線変圧器	構造損傷	ボルト	13.51	7.34	
				0.20		
				0.17		
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ系 非常用コントロール センタ	機能損傷	— (水平方向評価)	5.49	2.70	
				0.22		
				0.21		
高圧炉心スプレイ系	屋外配管ダクト (タービン建物~排 気筒)	構造損傷	—	3.80	2.13	
				0.14		
				0.21		
高圧炉心スプレイ系	取水槽	構造損傷	—	2.66	1.49	
				0.14		
				0.21		
高圧炉心スプレイ系	タービン建物	構造損傷	—	1.99	0.96	
				0.29		
				0.15		
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ 補機冷却系逆止弁	機能損傷	— (水平方向評価)	2.33	0.97	
				0.27		
				0.26		

第1.2.2.a-3表 プラントウォークダウン結果

構造物・機器	津波影響の確認		間接的な被害の可能性の確認	総合評価
	開口部の高さ・大きさ、対象設備の高さに間違いはないか。 <sup>※1</sup>	屋外の構造物・機器については、その周辺環境も含め、潜在的に波力に対する耐力を大きく低減させような問題点はないか。 <sup>※1</sup>		
取水槽除じん機エリア 防水壁	なし	なし	津波来襲時に建物外部にある設備の津波の波力による離脱、移動などに起因して生じる干渉及び衝突などの間接的な被害の可能性はないか。 <sup>※2</sup>	問題なし
取水槽海水ポンプエリア 防水壁	なし	なし		問題なし
取水槽海水ポンプエリア 水密部	なし	なし		問題なし
防波壁	なし	なし		問題なし
タービン建物外壁	なし	なし		問題なし
タービン建物水密扉	なし	なし		問題なし

※1 高さE L 15.0mまでの範囲について確認した。

※2 間接的な被害の可能性については、取水槽から海に面した建物（タービン建物）外壁までの範囲について確認した。