

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-工-D-05-0002_改1
提出年月日	2021年6月15日

## 工事計画に係る説明資料

### 計測制御系統施設

#### (基本設計方針)

2021年6月

東北電力株式会社

4.10 計測制御系統施設の基本設計方針、適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

変更前	変更後
<p>用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>計測制御系統施設の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 4. 設備に対する要求 (4.7 内燃機関の設計条件, 4.8 電気設備の設計条件を除く。), 5. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>第1章 共通項目</p> <p>計測制御系統施設の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 4. 溢水等, 5. 設備に対する要求 (5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件, 5.8 電気設備の設計条件を除く。), 6. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 計測制御系統施設</p> <p>1.1 反応度制御系統及び原子炉停止系統共通</p> <p>発電用原子炉施設には, 制御棒の挿入位置を調節することによって反応度を制御する制御棒及び制御棒駆動系と, 再循環流量を調整することによって反応度を制御する再循環流量制御系の独立した原理の異なる反応度制御系統を施設し, 計画的な出力変化に伴う反応度変化を燃料要素の許容損傷限界を超えることなく制御できる能力を有する設計とする。</p> <p>通常運転時の高温状態において, 独立した原子炉停止系統である制御</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 計測制御系統施設</p> <p>1.1 反応度制御系統及び原子炉停止系統共通</p> <p>発電用原子炉施設には, 制御棒の挿入位置を調節することによって反応度を制御する制御棒及び制御棒駆動系と, 再循環流量を調整することによって反応度を制御する再循環流量制御系の独立した原理の異なる反応度制御系統を施設し, 計画的な出力変化に伴う反応度変化を燃料要素の許容損傷限界を超えることなく制御できる能力を有する設計とする。</p> <p>通常運転時の高温状態において, 独立した原子炉停止系統である制御</p>

4-10-1

変更前	変更後
<p>棒及び制御棒駆動系による制御棒の炉心への挿入並びにほう酸水注入系による原子炉冷却材中へのほう酸注入は、それぞれ発電用原子炉を臨界未満にでき、かつ、維持できる設計とする。</p> <p>運転時の異常な過渡変化時の高温状態においても、制御棒及び制御棒駆動系による制御棒の炉心への挿入により、燃料要素の許容損傷限界を超えることなく発電用原子炉を臨界未満にでき、かつ、維持できる設計とする。</p> <p>設置(変更)許可を受けた冷却材喪失その他の設計基準事故時の評価において、制御棒及び制御棒駆動系は、原子炉スクラム信号によって、水圧制御ユニット(アキュムレータ)の圧力により制御棒を緊急挿入できる設計とするとともに、制御棒が確実に挿入され、炉心を臨界未満にでき、かつ、それを維持できる設計とする。</p> <p>制御棒及びほう酸水は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な耐放射線性、寸法安定性、耐熱性、核性質、耐食性及び化学的安定性を保持する設計とする。</p> <p>1.2 制御棒及び制御棒駆動系</p> <p>制御棒は、最大の反応度値を持つ制御棒 1 本が完全に炉心の外に引き抜かれていて、その他の制御棒が全挿入の場合、高温状態及び低温状態において常に炉心を臨界未満にできる設計とする。また、発電用原子炉運転中に、完全に挿入されている制御棒を除く、他のいずれかの制御棒が動作不能となった場合は、動作可能な制御棒のうち最大反応度値を有する制御棒 1 本が完全に炉心の外に引き抜かれた状態でも、他のすべての動作可能な制御棒により、高温状態及び低温状態において炉</p>	<p>棒及び制御棒駆動系による制御棒の炉心への挿入並びにほう酸水注入系による原子炉冷却材中へのほう酸注入は、それぞれ発電用原子炉を臨界未満にでき、かつ、維持できる設計とする。</p> <p>運転時の異常な過渡変化時の高温状態においても、制御棒及び制御棒駆動系による制御棒の炉心への挿入により、燃料要素の許容損傷限界を超えることなく発電用原子炉を臨界未満にでき、かつ、維持できる設計とする。</p> <p>設置(変更)許可を受けた冷却材喪失その他の設計基準事故時の評価において、制御棒及び制御棒駆動系は、原子炉スクラム信号によって、水圧制御ユニット(アキュムレータ)の圧力により制御棒を緊急挿入できる設計とするとともに、制御棒が確実に挿入され、炉心を臨界未満にでき、かつ、それを維持できる設計とする。</p> <p>制御棒及びほう酸水は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な耐放射線性、寸法安定性、耐熱性、核性質、耐食性及び化学的安定性を保持する設計とする。</p> <p>1.2 制御棒及び制御棒駆動系</p> <p>制御棒は、最大の反応度値を持つ制御棒 1 本が完全に炉心の外に引き抜かれていて、その他の制御棒が全挿入の場合、高温状態及び低温状態において常に炉心を臨界未満にできる設計とする。また、発電用原子炉運転中に、完全に挿入されている制御棒を除く、他のいずれかの制御棒が動作不能となった場合は、動作可能な制御棒のうち最大反応度値を有する制御棒 1 本が完全に炉心の外に引き抜かれた状態でも、他のすべての動作可能な制御棒により、高温状態及び低温状態において炉</p>

変更前	変更後
<p>心を臨界未満に保持できることを評価確認し、確認できない場合には、発電用原子炉を停止するように保安規定に定めて管理する。</p> <p>反応度が大きく、かつ急激に投入される事象による影響を小さくするため、制御棒の落下速度を設置（変更）許可を受けた「制御棒落下」の評価で想定した落下速度に制御棒落下速度リミッタにより制限することで、制御棒引き抜きによる反応度添加率を抑制する。また、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」の評価で想定した制御棒引抜速度以下に制限するとともに、零出力ないし低出力においては、運転員の制御棒引抜操作を規制する補助機能として、制御棒価値ミニマイザを設けることで、引き抜く制御棒の最大反応度価値を制限する。更に中性子束高及び原子炉周期（ペリオド）短による原子炉スクラム信号を設ける設計とする。これらにより、想定される反応度投入事象発生時に燃料の最大エンタルピや発電用原子炉圧力の上昇を低く抑え、原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、かつ、炉心の冷却機能を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物の破損を生じさせない設計とする。なお、制御棒引抜手順については、保安規定に定めて管理する。</p> <p>制御棒及び制御棒駆動系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、キセノン崩壊による反応度添加及び高温状態から低温状態までの反応度添加を制御し、低温状態で炉心を未臨界に移行して維持できる設計とする。</p> <p>制御棒は、十字形に組み合わせたステンレス鋼製の U 字形シースの中に中性子吸収材を収めたものであり、各制御棒は 4 体の燃料体の中央に、炉心全体にわたって一様に配置する設計とする。</p>	<p>心を臨界未満に保持できることを評価確認し、確認できない場合には、発電用原子炉を停止するように保安規定に定めて管理する。</p> <p>反応度が大きく、かつ急激に投入される事象による影響を小さくするため、制御棒の落下速度を設置（変更）許可を受けた「制御棒落下」の評価で想定した落下速度に制御棒落下速度リミッタにより制限することで、制御棒引き抜きによる反応度添加率を抑制する。また、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」の評価で想定した制御棒引抜速度以下に制限するとともに、零出力ないし低出力においては、運転員の制御棒引抜操作を規制する補助機能として、制御棒価値ミニマイザを設けることで、引き抜く制御棒の最大反応度価値を制限する。更に中性子束高及び原子炉周期（ペリオド）短による原子炉スクラム信号を設ける設計とする。これらにより、想定される反応度投入事象発生時に燃料の最大エンタルピや発電用原子炉圧力の上昇を低く抑え、原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、かつ、炉心の冷却機能を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物の破損を生じさせない設計とする。なお、制御棒引抜手順については、保安規定に定めて管理する。</p> <p>制御棒及び制御棒駆動系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、キセノン崩壊による反応度添加及び高温状態から低温状態までの反応度添加を制御し、低温状態で炉心を未臨界に移行して維持できる設計とする。</p> <p>制御棒は、十字形に組み合わせたステンレス鋼製の U 字形シースの中に中性子吸収材を収めたものであり、各制御棒は 4 体の燃料体の中央に、炉心全体にわたって一様に配置する設計とする。</p>

変更前	変更後
<p>制御棒の下端には制御棒落下速度リミッタを設けるとともに、制御棒の駆動は、ピストン上部又は下部に駆動水を供給することにより、原子炉圧力容器底部から行う設計とする。</p> <p>通常駆動時は、制御棒駆動水ポンプにより加圧された駆動水で駆動し、原子炉緊急停止時は、各々の制御棒駆動機構ごとに設ける水圧制御ユニット（アキュムレータ）の高圧室素により加圧された駆動水を供給することで制御棒を駆動する設計とする。</p> <p>原子炉冷却材の漏えいが生じた場合、その漏えい量が 10mm (3/8 インチ) 径の配管破断に相当する量以下の場合は制御棒駆動水ポンプで補給できる設計とする。</p> <p>制御棒駆動系は、発電用原子炉の緊急停止時に制御棒の挿入時間が、発電用原子炉の燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷を防ぐために適切な値となるような速度で炉心内に挿入できること、並びに通常運転時において制御棒の異常な引き抜きが発生した場合においても、燃料要素の許容損傷限界を超える駆動速度で引き抜きできない設計とする。</p> <p>なお、設置（変更）許可を受けた仕様並びに運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の評価で設定した制御棒の挿入時間、並びに設置（変更）許可を受けた「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」及び「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」の評価の条件を満足する設計とする。</p> <p>制御棒は、原子炉モードスイッチ「停止」位置にある場合、原子炉モードスイッチ「燃料取替」位置にある場合で、燃料交換機が原子炉上部にあり、荷重状態のとき、原子炉モードスイッチ「燃料取替」位置にあ</p>	<p>制御棒の下端には制御棒落下速度リミッタを設けるとともに、制御棒の駆動は、ピストン上部又は下部に駆動水を供給することにより、原子炉圧力容器底部から行う設計とする。</p> <p>通常駆動時は、制御棒駆動水ポンプにより加圧された駆動水で駆動し、原子炉緊急停止時は、各々の制御棒駆動機構ごとに設ける水圧制御ユニット（アキュムレータ）の高圧室素により加圧された駆動水を供給することで制御棒を駆動する設計とする。</p> <p>原子炉冷却材の漏えいが生じた場合、その漏えい量が 10mm (3/8 インチ) 径の配管破断に相当する量以下の場合は制御棒駆動水ポンプで補給できる設計とする。</p> <p>制御棒駆動系は、発電用原子炉の緊急停止時に制御棒の挿入時間が、発電用原子炉の燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷を防ぐために適切な値となるような速度で炉心内に挿入できること、並びに通常運転時において制御棒の異常な引き抜きが発生した場合においても、燃料要素の許容損傷限界を超える駆動速度で引き抜きできない設計とする。</p> <p>なお、設置（変更）許可を受けた仕様並びに運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の評価で設定した制御棒の挿入時間、並びに設置（変更）許可を受けた「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」及び「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」の評価の条件を満足する設計とする。</p> <p>制御棒は、原子炉モードスイッチ「停止」位置にある場合、原子炉モードスイッチ「燃料取替」位置にある場合で、燃料交換機が原子炉上部にあり、荷重状態のとき、原子炉モードスイッチ「燃料取替」位置にあ</p>



変更前	変更後
<p>る場合で、引き抜かれている制御棒本数が1本のとき、原子炉モードスイッチ「燃料取替」位置にある場合で、スクラム排出容器水位高によるスクラム信号がバイパスされているとき、スクラム排出容器水位高による制御棒引抜阻止信号のあるとき、原子炉モードスイッチ「起動」位置にある場合で、起動領域モニタの指示高、指示低若しくは動作不能及び中間領域において原子炉周期が短のとき、原子炉モードスイッチ「運転」位置にある場合で、出力領域モニタの指示低又は動作不能のとき、出力領域モニタの指示高のとき、制御棒値ミニマイザによる制御棒引抜阻止信号のあるとき、制御棒引抜監視装置からの制御棒引抜阻止信号のあるときは、引き抜きを阻止できる設計とする。</p> <p>制御棒駆動機構は、各制御棒に独立して設けられたラッチ付き水圧ピストン・シリンダ方式のものであり、インデックスチューブと駆動ピストン、コレット集合体等で構成され、制御棒の駆動動力源である制御棒駆動水ポンプによる水圧が喪失した場合においても、ラッチ機構により制御棒を現状位置に保持し、発電用原子炉の反応度を増加させる方向に作動させない設計とする。</p> <p>また、制御棒駆動機構と制御棒とはカップリングを介して容易に外れない構造とする。</p> <p>制御棒駆動系にあつては、制御棒の挿入その他の衝撃により制御棒、燃料体、その他の炉心を構成するものを損壊しない設計とする。</p> <p>1.3 原子炉再循環流量制御系</p> <p>再循環流量は、静止型原子炉再循環ポンプ電源装置により電源周波数を変化させ、原子炉再循環ポンプ速度を調整することにより制御できる</p>	<p>る場合で、引き抜かれている制御棒本数が1本のとき、原子炉モードスイッチ「燃料取替」位置にある場合で、スクラム排出容器水位高によるスクラム信号がバイパスされているとき、スクラム排出容器水位高による制御棒引抜阻止信号のあるとき、原子炉モードスイッチ「起動」位置にある場合で、起動領域モニタの指示高、指示低若しくは動作不能及び中間領域において原子炉周期が短のとき、原子炉モードスイッチ「運転」位置にある場合で、出力領域モニタの指示低又は動作不能のとき、出力領域モニタの指示高のとき、制御棒値ミニマイザによる制御棒引抜阻止信号のあるとき、制御棒引抜監視装置からの制御棒引抜阻止信号のあるときは、引き抜きを阻止できる設計とする。</p> <p>制御棒駆動機構は、各制御棒に独立して設けられたラッチ付き水圧ピストン・シリンダ方式のものであり、インデックスチューブと駆動ピストン、コレット集合体等で構成され、制御棒の駆動動力源である制御棒駆動水ポンプによる水圧が喪失した場合においても、ラッチ機構により制御棒を現状位置に保持し、発電用原子炉の反応度を増加させる方向に作動させない設計とする。</p> <p>また、制御棒駆動機構と制御棒とはカップリングを介して容易に外れない構造とする。</p> <p>制御棒駆動系にあつては、制御棒の挿入その他の衝撃により制御棒、燃料体、その他の炉心を構成するものを損壊しない設計とする。</p> <p>1.3 原子炉再循環流量制御系</p> <p>再循環流量は、静止型原子炉再循環ポンプ電源装置により電源周波数を変化させ、原子炉再循環ポンプ速度を調整することにより制御できる</p>

変更前	変更後
<p>設計とする。</p> <p>また、タービン・トリップ又は発電機負荷遮断直後の原子炉出力を抑制するため、主蒸気止め弁閉又は蒸気加減弁急速閉の信号により、原子炉再循環ポンプ 2 台を同時にトリップする機能を設ける設計とする。</p> <p>1.4 ほう酸水注入系</p> <p>ほう酸水注入系は、制御棒挿入による原子炉停止が不能になった場合、手動で中性子を吸収するほう酸水（五ほう酸ナトリウム）を原子炉内に注入する設備であり、単独で定格出力運転中の発電用原子炉を高温状態及び低温状態において十分臨界未満に維持できるだけの反応度効果を持つ設計とする。</p>	<p>設計とする。</p> <p>また、タービン・トリップ又は発電機負荷遮断直後の原子炉出力を抑制するため、主蒸気止め弁閉又は蒸気加減弁急速閉の信号により、原子炉再循環ポンプ 2 台を同時にトリップする機能を設ける設計とする。</p> <p>1.4 ほう酸水注入系</p> <p>ほう酸水注入系は、制御棒挿入による原子炉停止が不能になった場合、手動で中性子を吸収するほう酸水（五ほう酸ナトリウム）を原子炉内に注入する設備であり、単独で定格出力運転中の発電用原子炉を高温状態及び低温状態において十分臨界未満に維持できるだけの反応度効果を持つ設計とする。</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系を設ける設計とする。</p> <p>原子炉保護系、制御棒、制御棒駆動機構又は水圧制御ユニットの機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系は、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで、発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。</p> <p>ほう酸水注入系の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物を重大事故等対処設</p>

変更前	変更後
<p>1.5 原子炉圧力制御系</p> <p>圧力制御装置は、原子炉圧力を一定に保つように、蒸気加減弁及びタービンバイパス弁の開度を自動制御する設計とする。</p> <p>また、原子炉圧力が急上昇するような場合、タービンバイパス弁を開き、原子炉圧力の過度の上昇を防止する設計とする。</p> <p>圧力制御装置は主蒸気圧力とあらかじめ設定した圧力設定値とを比較し、圧力偏差信号を発信して、蒸気加減弁及びタービンバイパス弁の開度を制御することにより、負荷の変動その他の発電用原子炉の運転に伴う原子炉圧力容器内の圧力の変動を自動的に調整する設計とする。</p> <p>1.6 原子炉給水制御系</p> <p>原子炉給水制御系は、原子炉水位を一定に保つようにするため、原子炉給水流量、主蒸気流量及び原子炉水位の信号を取り入れ、タービン駆動原子炉給水ポンプの速度を調整することなどにより原子炉給水流量を自動的に制御できる設計とする。</p>	<p>備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>1.5 原子炉圧力制御系</p> <p>圧力制御装置は、原子炉圧力を一定に保つように、蒸気加減弁及びタービンバイパス弁の開度を自動制御する設計とする。</p> <p>また、原子炉圧力が急上昇するような場合、タービンバイパス弁を開き、原子炉圧力の過度の上昇を防止する設計とする。</p> <p>圧力制御装置は主蒸気圧力とあらかじめ設定した圧力設定値とを比較し、圧力偏差信号を発信して、蒸気加減弁及びタービンバイパス弁の開度を制御することにより、負荷の変動その他の発電用原子炉の運転に伴う原子炉圧力容器内の圧力の変動を自動的に調整する設計とする。</p> <p>1.6 原子炉給水制御系</p> <p>原子炉給水制御系は、原子炉水位を一定に保つようにするため、原子炉給水流量、主蒸気流量及び原子炉水位の信号を取り入れ、タービン駆動原子炉給水ポンプの速度を調整することなどにより原子炉給水流量を自動的に制御できる設計とする。</p>
<p>2. 計測装置等</p> <p>2.1 計測装置</p> <p>2.1.1 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時における計測</p> <p>計測制御系統施設は、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原</p>	<p>2. 計測装置等</p> <p>2.1 計測装置</p> <p>2.1.1 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び重大事故等時における計測</p> <p>計測制御系統施設は、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原</p>



変更前	変更後
<p>子炉格納容器バウンダリ並びにこれらに関する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータを, 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内で監視できる設計とする。</p> <p>また, 設計基準事故が発生した場合の状況把握及び対策を講じるために必要なパラメータは, 設計基準事故時に想定される環境下において十分な測定範囲及び期間にわたり監視できるとともに, 発電用原子炉の停止及び炉心の冷却に係るものについては, 設計基準事故時においても2種類以上監視又は推定できる設計とする。</p> <p>炉心における中性子束密度を計測するため, 原子炉内に設置した検出器で起動領域, 出力領域の2つの領域に分けて中性子束を計測できる設計とする。</p> <p>炉周期は起動領域モニタの計測結果を用いて演算できる設計とする。</p>	<p>子炉格納容器バウンダリ並びにこれらに関する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータを, 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内で監視できる設計とする。</p> <p>また, 設計基準事故が発生した場合の状況把握及び対策を講じるために必要なパラメータは, 設計基準事故時に想定される環境下において十分な測定範囲及び期間にわたり監視できるとともに, 発電用原子炉の停止及び炉心の冷却に係るものについては, 設計基準事故時においても2種類以上監視又は推定できる設計とする。</p> <p>炉心における中性子束密度を計測するため, 原子炉内に設置した検出器で起動領域, 出力領域の2つの領域に分けて中性子束を計測できる設計とする。</p> <p>炉周期は起動領域モニタの計測結果を用いて演算できる設計とする。</p> <p>重大事故等が発生し, 計測機器(非常用のものを含む。)の故障により, 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必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する設計とする。</p> <p>重大事故等が発生し, 当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータとして, 原子炉压力容器内の温度, 圧力及び水位, 原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量, 原子炉格納容器内の温度, 圧力, 水位, 水素濃度及び酸素濃度, 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度, 未臨界の維持又は監視, 最終ヒートシンク</p>

変更前	変更後
	<p>の確保, 格納容器バイパスの監視並びに水源の確保に必要なパラメータを計測する装置を設ける設計とする。</p> <p>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は, 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとし, 計測する装置は「表 1 計測制御系統施設の主要設備リスト」の「計測装置」に示す重大事故等対処設備の他, 原子炉圧力容器温度 (個数 5, 計測範囲 0~500℃), フィルタ装置入口圧力 (広帯域) (個数 1, 計測範囲-0.1~1MPa), フィルタ装置出口圧力 (広帯域) (個数 1, 計測範囲-0.1~1MPa), フィルタ装置水位 (広帯域) (個数 3, 計測範囲 0~3650mm), フィルタ装置水温度 (個数 3, 計測範囲 0~200℃), フィルタ装置出口水素濃度 (個数 2, 計測範囲 0~30vol%のものを 1 個, 計測範囲 0~100vol%のものを 1 個), 原子炉補機冷却水系系統流量 (個数 2, 計測範囲 0~4000m<sup>3</sup>/h), 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量 (個数 2, 計測範囲 0~1500m<sup>3</sup>/h) 及び静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 (個数 8, 計測範囲 0~500℃) とする。</p> <p>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し, その補助パラメータのうち重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる 6-2F-1 母線電圧, 6-2F-2 母線電圧, 6-2C 母線電圧, 6-2D 母線電圧, 6-2H 母線電圧, 4-2C 母線電圧, 4-2D 母線電圧, 125V 直流主母線 2A</p>

4-10-9

変更前	変更後
	<p>電圧, 125V 直流主母線 2B 電圧, 125V 直流主母線 2A-1 電圧, 125V 直流主母線 2B-1 電圧, 250V 直流主母線電圧, HPCS125V 直流主母線電圧, 高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力及び代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入口圧力を計測する装置は, 重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>2.1.2 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の計測</p> <p>水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち, 炉心の著しい損傷が発生した場合において, 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲を測定できる設備として, 格納容器内水素濃度 (D/W), 格納容器内水素濃度 (S/C), 格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度を設ける設計とする。</p> <p>格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) は, 原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲の水素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。</p> <p>格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) は, 所内常設蓄電式直流電源設備, 常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p>格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は, 格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置 (吸引ポンプ (個数 2, 容量 0.05L/min/個以上, 吐出圧力 0.2MPa), 排気ポンプ (個数 2, 容量 0.05L/min/個以上, 吐出圧力 0.854MPa 以上), サンプル冷却器 (個数 2, 伝熱面積 0.245m<sup>2</sup>/個以上)) により原子炉格納容器内の雰囲気</p>

変更前	変更後
	<p>気ガスを原子炉建屋原子炉棟内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。</p> <p>格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、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が可能な設計とする。</p> <p>なお、原子炉補機代替冷却水系から冷却水を供給することにより、サンプリングガスを冷却できる設計とする。</p> <p>2.1.3 原子炉格納容器フィルタベント系排出経路内の水素濃度の計測            原子炉格納容器フィルタベント系の排出経路における水素濃度を測定し、監視できるよう、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口水素濃度（個数 2、計測範囲 0～30vol%のものを 1 個、計測範囲 0～100vol%のものを 1 個）を設ける設計とする。</p> <p>フィルタ装置出口水素濃度は、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が可能な設計とする。</p> <p>2.1.4 原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素濃度の計測            炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定できる監視設備として、原子炉建屋内水素濃度を設ける設計とする。</p> <p>原子炉建屋内水素濃度は、中央制御室において連続監視できる設計とする。</p>

変更前	変更後
	<p>原子炉建屋内水素濃度のうち、原子炉建屋地上 3 階及び原子炉建屋地下 2 階に設置するものについては、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電及び所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>また、原子炉建屋内水素濃度のうち、原子炉建屋地上 1 階及び原子炉建屋地下 1 階に設置するものについては、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>2.1.5 静的触媒式水素再結合装置の作動状態監視</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御するための重大事故等対処設備として、水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合装置動作監視装置を設ける設計とする。</p> <p>静的触媒式水素再結合装置動作監視装置（個数 8、計測範囲 0～500℃、検出器種類 熱電対）は、静的触媒式水素再結合装置の入口側及び出口側の温度により静的触媒式水素再結合装置の作動状態を中央制御室から監視できる設計とし、重大事故等時において測定可能なよう耐環境性を有した熱電対を使用する。</p> <p>静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。</p>



変更前	変更後
<p>2.2 警報装置等</p> <p>設計基準対象施設は、発電用原子炉施設の機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合（中性子束、温度、圧力、流量、水位等のプロセス変数が異常値になった場合、工学的安全施設が作動した場合等）に、これらを確実に検出して自動的に警報（原子炉水位低又は高、原子炉圧力高、中性子束高等）を発信する装置を設けるとともに、表示ランプの点灯、ブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とする。</p> <p>発電用原子炉並びに原子炉冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態を正確、かつ迅速に把握できるようポンプの運転停止状態及び弁の開閉状態等を表示灯により監視できる設計とする。</p> <p>2.3 計測結果の表示、記録及び保存</p> <p>発電用原子炉の停止、炉心の冷却及び放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは、設計基準事故時においても確実に記録できる設計とする。</p> <p>設計基準対象施設として、炉心における中性子束密度を計測するための計測装置、原子炉冷却材の不純物の濃度を測定するための導電率を計測する装置、原子炉圧力容器の入口及び出口における温度及び流量を計測するための給水温度、主蒸気温度、給水流量及び主蒸気流量を計測する装置、原子炉圧力容器内の水位を計測するための原子炉水位（停止域、燃料域、広帯域及び狭帯域）を計測する装置並びに原子炉格納容器内の圧力、温度及び可燃性ガス濃度を計測するためのドライウエル圧力、圧</p>	<p>2.2 警報装置等</p> <p>設計基準対象施設は、発電用原子炉施設の機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合（中性子束、温度、圧力、流量、水位等のプロセス変数が異常値になった場合、工学的安全施設が作動した場合等）に、これらを確実に検出して自動的に警報（原子炉水位低又は高、原子炉圧力高、中性子束高等）を発信する装置を設けるとともに、表示ランプの点灯、ブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とする。</p> <p>発電用原子炉並びに原子炉冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態を正確、かつ迅速に把握できるようポンプの運転停止状態及び弁の開閉状態等を表示灯により監視できる設計とする。</p> <p>2.3 計測結果の表示、記録及び保存</p> <p>発電用原子炉の停止、炉心の冷却及び放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは、設計基準事故時においても確実に記録し、保存できる設計とする。</p> <p>設計基準対象施設として、炉心における中性子束密度を計測するための計測装置、原子炉冷却材の不純物の濃度を測定するための導電率を計測する装置、原子炉圧力容器の入口及び出口における温度及び流量を計測するための給水温度、主蒸気温度、給水流量及び主蒸気流量を計測する装置、原子炉圧力容器内の水位を計測するための原子炉水位（停止域、燃料域、広帯域及び狭帯域）を計測する装置並びに原子炉格納容器内の圧力、温度及び可燃性ガス濃度を計測するためのドライウエル圧力、圧</p>

4-10-13

変更前	変更後
<p>力抑制室圧力、格納容器内温度、格納容器内雰囲気気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度を計測する装置を設け、これらの計測装置は計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、計測結果を記録できる設計とする。</p> <p>制御棒の位置を計測する装置並びに原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力を計測するための給水圧力及び主蒸気圧力を計測する装置を設け、これらの計測装置は計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、記録はプロセス計算機から帳票として出力できる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材の不純物の濃度は、試料採取設備により断続的に試料を採取し分析を行い、測定結果を記録する。</p>	<p>力抑制室圧力、格納容器内温度、格納容器内雰囲気気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度を計測する装置を設け、これらの計測装置は計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、計測結果を記録し、及び保存できる設計とする。</p> <p>制御棒の位置を計測する装置並びに原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力を計測するための給水圧力及び主蒸気圧力を計測する装置を設け、これらの計測装置は計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、記録はプロセス計算機から帳票として出力し保存できる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材の不純物の濃度は、試料採取設備により断続的に試料を採取し分析を行い、測定結果を記録し、及び保存する。</p> <p>炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置は、設計基準事故等に想定される変動範囲の最大値を考慮し、適切に対応するための計測範囲を有する設計とするとともに、重大事故等が発生し、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等のパラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に、代替パラメータにより推定ができる設計とする。</p> <p>また、重大事故等時に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ための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にするとともに、パラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定等、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に定めて管理</p>

変更前	変更後
	<p>する。</p> <p>原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度等想定される重大事故等の対応に必要なパラメータは，計測又は監視できる設計とする。また，計測結果は中央制御室に指示又は表示し，記録できる設計とする。</p> <p>重大事故等の対応に必要なパラメータは，安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち SPDS 伝送装置にて電磁的に記録，保存し，電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。また，記録は必要な容量を保存できる設計とする。</p> <p>2.4 電源喪失時の計測</p> <p>炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置の電源は，非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において，代替電源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又は可搬型代替直流電源設備を使用できる設計とする。</p> <p>また，代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合，特に重要なパラメータとして，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する設備については，温度，圧力，水位及び流量に係るものについて，乾電池を電源とした可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，流量（注水量）の計測</p>

変更前	変更後
	<p>用として測定時の故障を想定した予備 1 個を含む 1 セット 26 個（予備 26 個（緊急時対策建屋に保管））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「3. 計測装置等」の設備と兼用）により計測できる設計とし、これらを保管する設計とする。</p> <p>なお、可搬型計測器による計測においては、計測対象の設定を行う際の考え方として、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ものとする。</p> <p>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ものとする。</p>
<p>3. 安全保護装置等</p> <p>3.1 安全保護装置</p> <p>3.1.1 安全保護装置の機能及び構成</p> <p>安全保護装置は、運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障を生じる場合において、その異常な状態を検知し及び原子炉保護系その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとするとともに、設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉保護系及び工学的安全施設を自動的に作動させる設計とする。</p> <p>運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に対処し得る複数の原子炉スクラム信号及びその他の安全保護装置起動信号を設ける設計とする。</p> <p>なお、安全保護装置は設置（変更）許可を受けた運転時の異常な</p>	<p>3. 安全保護装置等</p> <p>3.1 安全保護装置</p> <p>3.1.1 安全保護装置の機能及び構成</p> <p>安全保護装置は、運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障を生じる場合において、その異常な状態を検知し及び原子炉保護系その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとするとともに、設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉保護系及び工学的安全施設を自動的に作動させる設計とする。</p> <p>運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に対処し得る複数の原子炉スクラム信号及びその他の安全保護装置起動信号を設ける設計とする。</p> <p>なお、安全保護装置は設置（変更）許可を受けた運転時の異常な</p>

変更前	変更後
<p>過渡変化の評価の条件を満足する設計とする。</p> <p>安全保護装置を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保する設計とする。</p> <p>安全保護装置を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないよう物理的、電氣的に分離し、独立性を確保する設計とする。</p> <p>また、各チャンネルの電源は、分離・独立した母線から供給する設計とする。</p> <p>安全保護装置は、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、フェイル・セイフとすることで発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できる設計とする。</p> <p>計測制御系統施設の一部を安全保護装置と共用する場合には、その安全機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離した設計とする。</p> <p>また、運転条件に応じて作動設定値を変更できる設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を運転中に試験する場合に使用する電動弁用電動機の熱的過負荷保護装置は、設計基準事故時において不要な作動をしないようにできる設計とする。</p>	<p>過渡変化の評価の条件を満足する設計とする。</p> <p>安全保護装置を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保する設計とする。</p> <p>安全保護装置を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないよう物理的、電氣的に分離し、独立性を確保する設計とする。</p> <p>また、各チャンネルの電源は、分離・独立した母線から供給する設計とする。</p> <p>安全保護装置は、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、フェイル・セイフとすることで発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できる設計とする。</p> <p>計測制御系統施設の一部を安全保護装置と共用する場合には、その安全機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離した設計とする。</p> <p>また、運転条件に応じて作動設定値を変更できる設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を運転中に試験する場合に使用する電動弁用電動機の熱的過負荷保護装置は、設計基準事故時において不要な作動をしないようにできる設計とする。</p>



変更前	変更後
	<p>3.1.2 安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止</p> <p>安全保護装置のうち、アナログ回路で構成する機器は、外部ネットワークと物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークからの遠隔操作の防止並びに物理的及び電氣的アクセスの制限を設け、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作を防止する措置を講じることで、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止できる設計とする。</p> <p>安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、外部ネットワークと物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークからの遠隔操作防止及びウイルス等の侵入防止並びに物理的及び電氣的アクセスの制限を設け、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作及びウイルス等の侵入を防止する措置を講じることで、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止できる設計とする。</p> <p>安全保護装置が収納された盤の施錠によりハードウェアを直接接続させない措置を実施すること及び安全保護装置のうち一部デジタル演算処理を行う機器のソフトウェア及びハードウェア回路は設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証と妥当性確認を適切に行うことを保安規定に定め、不正アクセスを防止する。</p> <p>3.2 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停</p>

変更前	変更後
	<p>止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧カバウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備として、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を設ける設計とする。</p> <p>発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 2）の信号により、全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。</p> <p>また、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで作動させることができる設計とする。</p> <p>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の流路として、設計基準対象施設である制御棒駆動水圧系の配管を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>その他、設計基準対象施設である制御棒、制御棒駆動機構及び水圧制御ユニットを重大事故等対処設備として使用できる設計とする。</p> <p>3.3 ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷</p>

変更前	変更後
	<p>却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備として、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）を設ける設計とする。</p> <p>発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 2）の信号により、原子炉再循環ポンプ 2 台を自動停止させて、発電用原子炉の出力を抑制できる設計とする。</p> <p>また、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、自動で停止しない場合に、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することにより、代替原子炉再循環ポンプトリップ遮断器を開放し、原子炉再循環ポンプを停止させることができる設計とする。</p> <p>3.4 ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生した場合の重大事故等対処設備として、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、中性子束高及び原子炉水位低（レベル 2）の信号により、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止できる設計とする。</p> <p>原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心スプレイ系からの注水に加え、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、</p>

変更前	変更後
	<p>ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）により自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止できる設計とする。</p> <p>また、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止させることができる設計とする。</p> <p>3.5 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁を作動させる代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）を設ける設計とする。</p> <p>自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、主蒸気逃がし安全弁用電磁弁を作動させることにより、主蒸気逃がし安全弁を強制的に開放し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることができる設計とする。なお、11 個の主蒸気逃がし安全弁のうち、2 個がこの機能を有するとともに、自動減圧系との干渉及びリセットスイッチの操作判断の時間的余裕を考慮し、時間遅れを設ける設計とする。</p>

変更前	変更後
<p>3.2 試験及び検査</p> <p>原子炉保護系は、原子炉運転中でも一度に 1 つずつのチャンネルを各検出器でトリップさせることによって、スクラムパイロット弁までのあらゆる機能をチェックすることができる設計とする。</p> <p>工学的安全施設作動回路は、原子炉運転中でもテスト信号によって各々のチャンネル（検出器を含む）の試験を行うことができる設計とする。</p>	<p>3.6 試験及び検査</p> <p>原子炉保護系は、原子炉運転中でも一度に 1 つずつのチャンネルを各検出器でトリップさせることによって、スクラムパイロット弁までのあらゆる機能をチェックすることができる設計とする。</p> <p>工学的安全施設作動回路は、原子炉運転中でもテスト信号によって各々のチャンネル（検出器を含む）の試験を行うことができる設計とする。</p>
<p>4. 通信連絡設備</p> <p>4.1 通信連絡設備（発電所内）</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常の際に、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の人に操作、作業、退避の指示等の連絡を行うことができる設備として、警報装置及び通信連絡設備（発電所内）を設置又は保管する設計とする。</p>	<p>4. 通信連絡設備</p> <p>4.1 通信連絡設備（発電所内）</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常の際に、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の人に操作、作業、退避の指示、事故対策のための集合等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる設備及び音声等により行うことができる設備として、警報装置及び通信連絡設備（発電所内）を設置又は保管する設計とする。</p> <p>警報装置として、十分な数量の送受話器（ページング）（警報装置を含む。）及び多様性を確保した通信連絡設備（発電所内）として、十分な数量の送受話器（ページング）（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末及び FAX）、移動無線設備（固定型）、移動無線設備（車載型）、携行型通話装置、無線連絡設備（固定型）、無線連絡設備（携帯型）、衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）を設置又は保管する設計とする。</p> <p>また、緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる</p>

4-10-22



変更前	変更後
	<p>設備として、安全パラメータ表示システム (SPDS) を設置する設計とする。</p> <p>警報装置、通信連絡設備 (発電所内) 及び安全パラメータ表示システム (SPDS) については、非常用所内電源又は無停電電源 (充電器等を含む。) に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。</p> <p>重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備 (発電所内) 及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有するために必要な通信連絡設備 (発電所内) として、必要な数量の衛星電話設備 (固定型)、衛星電話設備 (携帯型)、無線連絡設備 (固定型)、無線連絡設備 (携帯型) 及び携行型通話装置を設置又は保管する設計とする。なお、可搬型については必要な数量に加え、故障を考慮した数量の予備を保管する。</p> <p>衛星電話設備 (携帯型) は、緊急時対策所内に保管する設計とする。</p> <p>無線連絡設備 (携帯型) は、中央制御室及び緊急時対策所内に保管する設計とする。</p> <p>携行型通話装置は中央制御室内に保管する設計とする。</p> <p>衛星電話設備 (固定型) 及び無線連絡設備 (固定型) は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置する設計とする。</p> <p>緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送するための設備として、安全パラメータ表示システム (SPDS) のうちデータ収集装置は、制御建屋内に設置し、SPDS 伝送装置及び SPDS 表示装置は、緊急時対策所内に設置する設計とする。</p>

変更前	変更後
	<p>衛星電話設備（固定型）及び無線連絡設備（固定型）は、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用できる設計とする。</p> <p>中央制御室内に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線連絡設備（固定型）は、中央制御室待避所においても使用できる設計とする。</p> <p>中央制御室内に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線連絡設備（固定型）は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線連絡設備（固定型）は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備（携帯型）及び携行型通話装置は、充電式電池又は乾電池を使用する設計とする。</p> <p>充電式電池を用いるものについては、ほかの端末又は予備の充電式電池と交換することにより 7 日間以上継続して通話を可能とし、使用後の充電式電池は、中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電することができる設計とする。また、乾電池を用いるものについては、予備の乾電池と交換することにより、7 日間以上継続して通話ができる設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ収集装置は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p>

変更前	変更後
	<p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち SPDS 伝送装置及び SPDS 表示装置は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>重大事故等が発生した場合に必要な通信連絡設備 (発電所内) 及び安全パラメータ表示システム (SPDS) については、基準地震動 <math>S_s</math> による地震力に対し、地震時及び地震後においても通信連絡に係る機能を保持するため、固縛又は固定による転倒防止措置等を実施するとともに、信号ケーブル及び電源ケーブルは、耐震性を有する電線管等に敷設する設計とする。</p> <p>4.2 通信連絡設備 (発電所外)</p> <p>設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本店、国、地方公共団体、その他関係機関等の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことができる通信連絡設備 (発電所外) として、十分な数量の電力保安通信用電話設備 (固定電話機、PHS 端末、FAX 及び衛星保安電話 (固定型))、社内テレビ会議システム、局線加入電話設備 (加入電話機及び加入 FAX)、専用電話設備 (地方公共団体向ホットライン)、衛星電話設備 (固定型)、衛星電話設備 (携帯型) 及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 (テレビ会議システム、IP 電話及び IP-FAX) を設置又は保管する設計とする。</p> <p>また、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム (ERSS) へ必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備を設置する設計とする。</p>

変更前	変更後
	<p>通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備については、有線系回線、無線系回線又は衛星系回線による通信方式の多様性を確保した通信回線に接続する。</p> <p>電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末、FAX 及び衛星保安電話（固定型））、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP 電話及び IP-FAX）、専用電話設備（地方公共団体向ホットライン）、社内テレビ会議システム及びデータ伝送設備は、専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。また、これらの専用通信回線の容量は、通話及びデータ伝送に必要な容量に対し、十分な余裕を確保した設計とする。</p> <p>通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備については、非常用所内電源又は無停電電源（充電器等を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合において、データ伝送設備は、基準地震動 S s による地震力に対し、地震時及び地震後においても、緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送する機能を保持するため、固縛又は固定による転倒防止措置等を実施するとともに、信号ケーブル及び電源ケーブルは、耐震性を有する電線管等の電路に敷設する設計とする。</p> <p>重大事故等が発生した場合において、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備（発電所外）及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有するための通信連絡設備（発電所外）として、必要な数量の衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）及び統合原</p>

変更前	変更後
	<p>子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP 電話及び IP-FAX）を設置又は保管する設計とする。なお、可搬型については必要な数量に加え、故障を考慮した数量の予備を保管する。</p> <p>衛星電話設備（携帯型）は、緊急時対策所内に保管する設計とする。</p> <p>衛星電話設備（固定型）は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置する設計とする。</p> <p>統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP 電話及び IP-FAX）は、緊急時対策所内に設置する設計とする。</p> <p>重大事故等が発生した場合において、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送できる設備として、SPDS 伝送装置で構成するデータ伝送設備を緊急時対策所内に設置する設計とする。</p> <p>衛星電話設備（固定型）は、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用できる設計とする。</p> <p>また、中央制御室内に設置する衛星電話設備（固定型）は、中央制御室待避所においても使用できる設計とする。</p> <p>中央制御室内に設置する衛星電話設備（固定型）は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>衛星電話設備（携帯型）は、充電式電池を使用する設計とする。</p> <p>充電式電池を用いるものについては、ほかの端末又は予備の充電式電池と交換することにより 7 日間以上継続して通話を可能とし、使用後</p>

変更前	変更後
<p>4.2 設備の共用</p> <p>通信連絡設備のうち電力保安通信用電話設備(固定電話機及び PHS 端末)(焼却炉建屋, 固体廃棄物貯蔵所, サイトバンカ建屋及び予備変圧</p>	<p>の充電式電池は, 中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電することができる設計とする。</p> <p>緊急時対策所内に設置する衛星電話設備(固定型)及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備(テレビ会議システム, IP 電話及び IP-FAX)は, 非常用交流電源設備に加えて, 全交流動力電源が喪失した場合においても, 代替電源設備である常設代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>データ伝送設備は, 非常用交流電源設備に加えて, 全交流動力電源が喪失した場合においても, 代替電源設備である常設代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>重大事故等が発生した場合に必要な通信連絡設備(発電所外)及びデータ伝送設備については, 基準地震動 <math>S_s</math> による地震力に対し, 地震時及び地震後においても通信連絡に係る機能を保持するため, 固縛又は固定による転倒防止措置等を実施するとともに, 信号ケーブル及び電源ケーブルは, 耐震性を有する電線管等に敷設する設計とする。</p> <p>中央制御室内, 中央制御室待避所内及び緊急時対策所内に設置する通信連絡設備のうち無線連絡設備, 衛星電話設備, 携行型通話装置, 安全パラメータ表示システム (SPDS), 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及びデータ伝送設備は, 二以上の発電用原子炉施設と共用しない設計とする。</p> <p>4.3 設備の共用</p> <p>通信連絡設備のうち電力保安通信用電話設備(固定電話機及び PHS 端末)(焼却炉建屋, 固体廃棄物貯蔵所, サイトバンカ建屋及び予備変圧</p>



変更前	変更後
<p>器配電盤室) (第 1 号機設備, 第 1, 2, 3 号機共用) は, 第 1 号機, 第 2 号機及び第 3 号機で共用するが, 各号機に係る通信・通話に必要な仕様を満足する設計とすることで, 共用により安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>器配電盤室) (第 1 号機設備, 第 1, 2, 3 号機共用) は, 第 1 号機, 第 2 号機及び第 3 号機で共用するが, 各号機に係る通信・通話に必要な仕様を満足する設計とすることで, 共用により安全性を損なわない設計とする。</p>
<p>5. 制御用空気設備</p> <p>5.1 計装用圧縮空気系</p> <p>発電用原子炉の運転に必要な圧縮空気を供給する制御用空気設備として, 計装用圧縮空気系を設ける設計とする。</p> <p>計装用圧縮空気系は, 計装用圧縮空気系空気圧縮機, 計装用圧縮空気系空気貯槽, 除湿装置等で構成し, 空気作動の弁, 流量制御器等に圧縮空気を供給する設計とする。</p> <p>計装用圧縮空気系空気圧縮機が故障した場合でも, 所内用圧縮空気系空気圧縮機によって, 計装用圧縮空気系に圧縮空気を供給できる設計とする。</p> <p>所内用圧縮空気系は, 所内用圧縮空気系空気圧縮機, 所内用圧縮空気系空気貯槽等で構成し, 空気貯槽を経て各負荷先へ圧縮空気を供給できる設計とする。</p>	<p>5. 制御用空気設備</p> <p>5.1 計装用圧縮空気系</p> <p>発電用原子炉の運転に必要な圧縮空気を供給する制御用空気設備として, 計装用圧縮空気系を設ける設計とする。</p> <p>計装用圧縮空気系は, 計装用圧縮空気系空気圧縮機, 計装用圧縮空気系空気貯槽, 除湿装置等で構成し, 空気作動の弁, 流量制御器等に圧縮空気を供給する設計とする。</p> <p>計装用圧縮空気系空気圧縮機が故障した場合でも, 所内用圧縮空気系空気圧縮機によって, 計装用圧縮空気系に圧縮空気を供給できる設計とする。</p> <p>所内用圧縮空気系は, 所内用圧縮空気系空気圧縮機, 所内用圧縮空気系空気貯槽等で構成し, 空気貯槽を経て各負荷先へ圧縮空気を供給できる設計とする。</p> <p>5.2 高圧窒素ガス供給系</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって, 設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため, 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備として,</p>

変更前	変更後
	<p>高圧窒素ガス供給系（非常用）を設ける設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、高圧窒素ガス供給系（非常用）は、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、主蒸気逃がし安全弁（6 個）の作動に必要な窒素を高圧窒素ガスポンベにより供給できる設計とする。</p> <p>高圧窒素ガスポンベの圧力が低下した場合は、現場で高圧窒素ガスポンベの切替え及び取替えが可能な設計とする。</p> <p>高圧窒素ガス供給系（非常用）の流路として、設計基準対象施設である主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備として設計する。</p> <p>5.3 代替高圧窒素ガス供給系</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備として、代替高圧窒素ガス供給系を設ける設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、代替高圧窒素ガス供給系は、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な主蒸気逃がし安全</p>

変更前	変更後
	<p>弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、主蒸気逃がし安全弁のアクチュエータに高圧窒素ガスボンベにより直接窒素を供給することで、主蒸気逃がし安全弁（4個）を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる設計とする。</p> <p>高圧窒素ガスボンベの圧力が低下した場合は、現場で高圧窒素ガスボンベの取替えが可能な設計とする。</p> <p>代替高圧窒素ガス供給系の流路として、設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p>
<p>6. 主要対象設備</p> <p>計測制御系統施設の対象となる主要な設備について、「表 1 計測制御系統施設の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>6. 主要対象設備</p> <p>計測制御系統施設の対象となる主要な設備について、「表 1 計測制御系統施設の主要設備リスト」に示す。</p> <p>本施設の設備として兼用する場合に主要設備リストに記載されない設備については「表 2 計測制御系統施設の兼用設備リスト」に示す。</p>

4-10-31

表1 計測制御系統施設の主要設備リスト(1/16)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>		名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
-	-	発電用原子炉の制御方式	発電用原子炉の反応度の制御方式, ほう酸水注入の制御方式, 発電用原子炉の圧力の制御方式, 発電用原子炉の水位の制御方式及び安全保護系その他重大事故等発生時に発電用原子炉を安全に停止するための回路の制御方式	-	-	-	-	発電用原子炉の反応度の制御方式, ほう酸水注入の制御方式, 発電用原子炉の圧力の制御方式, 発電用原子炉の水位の制御方式及び安全保護系その他重大事故等発生時に発電用原子炉を安全に停止するための回路の制御方式 <sup>(注2)</sup>	-	-	-	
		発電用原子炉の制御方法	制御棒の位置の制御方法, 原子炉再循環流量の制御方法, ほう酸水注入設備の制御方法, 発電用原子炉の圧力の制御方法, 給水の制御方法及び安全保護系等の制御方法	-	-	-	-	制御棒の位置の制御方法, 原子炉再循環流量の制御方法, ほう酸水注入設備の制御方法, 発電用原子炉の圧力の制御方法, 給水の制御方法及び安全保護系等の制御方法 <sup>(注2)</sup>	-	-	-	
-	-	制御棒	制御棒	S	-	-	-	変更なし	-	常設耐震/防止	-	
		ほう酸水	ほう酸水	-	-	-	-	変更なし <sup>(注3)</sup>	-	-	-	
-	-	制御棒駆動機構	制御棒駆動機構	S	クラス1 <sup>(注4)</sup> クラス3	-	-	変更なし	-	常設耐震/防止	-	
		容器	水圧制御ユニット(アキュムレータ)	S	クラス2	-	-	変更なし	-	常設耐震/防止	SAクラス2	
			水圧制御ユニット(窒素容器)	S	クラス2	-	-	-	変更なし	-	常設耐震/防止	SAクラス2
			スクラム排出容器	B-1	クラス3	-	-	-	変更なし	-	-	-
		主要弁	C12-D001-126	S	クラス2	-	-	-	変更なし	-	常設耐震/防止	SAクラス2
C12-D001-127	S		Non <sup>(注5)</sup>	-	-	-	変更なし	-	常設耐震/防止	SAクラス2		

表1 計測制御系統施設の主要設備リスト(2/16)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>		名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
制御材駆動装置	制御棒駆動水圧系	制御棒駆動水圧設備 主配管	N21-F045～サクションフィルタ	B-1	クラス3	—	変更なし	—	—	—		
			P13-F010～サクションフィルタ入口配管合流点	B-1	クラス3	—	変更なし	—	—	—		
			サクションフィルタ～制御棒駆動水ポンプ	B-1	クラス3	—	変更なし	—	—	—		
			制御棒駆動水ポンプ～制御棒駆動水フィルタ	B-1	クラス3	—	変更なし	—	—	—		
			制御棒駆動水フィルタ～水圧制御ユニット(充填水入口)	B-1	クラス3	—	変更なし	—	—	—		
			充填水配管分岐点～水圧制御ユニット(駆動水入口)	B-1	クラス3	—	変更なし	—	—	—		
			駆動水配管分岐点～水圧制御ユニット(冷却水入口)	B-1	クラス3	—	変更なし	—	—	—		
			水圧制御ユニット(排水出口)～冷却水配管合流点	B-1	クラス3	—	変更なし	—	—	—		
			水圧制御ユニット(充填水入口)～C12-D001-115	B-1	クラス3	—	変更なし	—	—	—		
			水圧制御ユニット(駆動水入口)～マニホールド	B-1	クラス3	—	変更なし	—	—	—		
			水圧制御ユニット(冷却水入口)～C12-D001-138	B-1	クラス3	—	変更なし	—	—	—		
			マニホールド～水圧制御ユニット(排水出口)	B-1	クラス3	—	変更なし	—	—	—		
			マニホールド～C12-D001-126	S	クラス2	—	変更なし	—	—	—		
			C12-D001-138～C12-D001-126	S	クラス2	—	変更なし	—	—	—		
C12-D001-115～制御棒駆動水圧系アキュムレータ出口配管合流点	S	クラス2	—	変更なし	—	—	—					

表1 計測制御系統施設の主要設備リスト(3/16)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>		名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
4-10-34 制御材駆動装置	制御棒駆動水圧系	制御棒駆動水圧設備 主配管	制御棒駆動水圧系アキュムレータ出口配管合流点～C12-D001-126	S	クラス2	—	変更なし	—	—	常設耐震/防止	SAクラス2	
			制御棒駆動水圧系室素容器～制御棒駆動水圧系アキュムレータ	S	クラス2	—	変更なし	—	—	常設耐震/防止	SAクラス2	
			制御棒駆動水圧系アキュムレータ～制御棒駆動水圧系アキュムレータ出口配管合流点	S	クラス2	—	変更なし	—	—	常設耐震/防止	SAクラス2	
			C12-D001-126～水圧制御ユニット(挿入配管)	S	クラス2	—	変更なし	—	—	常設耐震/防止	SAクラス2	
			水圧制御ユニット(引抜配管)～C12-D001-127	S	クラス3	—	変更なし	—	—	常設耐震/防止	SAクラス2	
			C12-D001-127～マニホールド <sup>(注2)</sup>	B-1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—	
			C12-D001-127～水圧制御ユニット(スクラム排出ヘッダー入口)	B-1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—	
			水圧制御ユニット(挿入配管)～原子炉格納容器配管貫通部(X-20)	S	クラス2	—	変更なし	—	—	常設耐震/防止	SAクラス2	
			—	—	—	—	原子炉格納容器配管貫通部(X-20)	—	—	常設耐震/防止	SAクラス2	
			原子炉格納容器配管貫通部(X-20)～制御棒駆動機構ハウジング	S	クラス2	—	変更なし	—	—	常設耐震/防止	SAクラス2	
			制御棒駆動機構ハウジング～原子炉格納容器配管貫通部(X-21)	S	クラス3	—	変更なし	—	—	常設耐震/防止	SAクラス2	
			—	—	—	—	原子炉格納容器配管貫通部(X-21)	—	—	常設耐震/防止	SAクラス2	
			原子炉格納容器配管貫通部(X-21)～水圧制御ユニット(引抜配管)	S	クラス2	—	変更なし	—	—	常設耐震/防止	SAクラス2	
			水圧制御ユニット(スクラム排出ヘッダー入口)～スクラム排出容器	B-1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—	



表1 計測制御系統施設の主要設備リスト(4/16)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>		名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
ほう酸水注入設備	ほう酸水注入系	ポンプ	ほう酸水注入系ポンプ	S	クラス2	—	変更なし	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	
		容器	ほう酸水注入系貯蔵タンク	S	クラス2	—	変更なし	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	
		安全弁及び逃がし弁	C41-F003A, B	S	—	—	変更なし	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	—	
			C41-F022	S	—	—	変更なし	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	—	
		主配管	ほう酸水注入系貯蔵タンク～ほう酸水注入系ポンプ	S	クラス2	—	変更なし	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	
			ほう酸水注入系ポンプ～原子炉格納容器配管貫通部(X-22)	S	クラス2	—	変更なし	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	
			—	—	—	—	原子炉格納容器配管貫通部(X-22)	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	
			原子炉格納容器配管貫通部(X-22)～差圧検出・ほう酸水注入系配管(ティーよりN11ノズルまでの外管)	S	クラス2	—	変更なし	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	
計測装置	—	起動領域計測装置(中性子源領域計測装置、中間領域計測装置)及び出力領域計測装置	起動領域モニタ	S	—	—	変更なし	—	—	常設耐震/防止	—	
		出力領域モニタ	S	—	—	変更なし	—	—	常設耐震/防止	—		
	—	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	S	—	—	変更なし	—	—	—	—		
		—	—	—	—	高压代替注水系ポンプ出口圧力	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	—		
		—	—	—	—	直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力	—	—	常設耐震/防止	—		
		—	—	—	—	代替循環冷却ポンプ出口圧力	—	—	常設/緩和	—		

表1 計測制御系統施設の主要設備リスト(5/16)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>		名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
計測装置	-	原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力、温度又は流量(代替注水の流量を含む。)を計測する装置	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	S	-	-	変更なし	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	
			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	S	-	-	変更なし	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	
			残留熱除去系ポンプ出口圧力	C	-	-	変更なし	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	
			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	C	-	-	変更なし	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	
			-	-	-	-	復水移送ポンプ出口圧力	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	
			残留熱除去系熱交換器入口温度	C	-	-	変更なし	-	-	常設/緩和 常設/防止 (DB 拡張)	-	
			残留熱除去系熱交換器出口温度	C	-	-	変更なし	-	-	常設耐震/防止	-	
			原子炉冷却材浄化系入口流量	S	-	-	変更なし	-	-	-	-	
			-	-	-	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	
			-	-	-	-	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	
			-	-	-	-	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	
			-	-	-	-	直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量	-	-	常設耐震/防止	-	
			-	-	-	-	代替循環冷却ポンプ出口流量	-	-	常設/緩和	-	
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	S	-	-	変更なし	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-				

表1 計測制御系統施設の主要設備リスト(6/16)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>		名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
計測装置	-	原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力、温度又は流量(代替注水の流量を含む。)を計測する装置	高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	S	-	-	変更なし			常設/防止 (DB 拡張)	-	
			残留熱除去系ポンプ出口流量	S	-	-	変更なし			常設/防止 (DB 拡張)	-	
			低压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	S	-	-	変更なし			常設/防止 (DB 拡張)	-	
	原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置	-	原子炉圧力	S	-	-	変更なし			常設耐震/防止 常設/緩和	-	
			-	-	-	-	原子炉圧力(SA)	-		常設耐震/防止 常設/緩和	-	
		原子炉水位	S	-	-	変更なし			-	-		
		原子炉水位(広帯域)	S	-	-	変更なし			常設耐震/防止 常設/緩和	-		
		原子炉水位(燃料域)	S	-	-	変更なし			常設耐震/防止 常設/緩和	-		
		-	-	-	-	原子炉水位(SA 広帯域)	-		常設耐震/防止 常設/緩和	-		
		-	-	-	-	原子炉水位(SA 燃料域)	-		常設耐震/防止 常設/緩和	-		
	原子炉格納容器本体内の圧力、温度、酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置	-	ドライウェル圧力	S	-	-	変更なし			常設/防止 常設/緩和	-	
			圧力抑制室圧力	S	-	-	変更なし			常設耐震/防止 常設/緩和	-	
			ドライウェル温度	S	-	-	変更なし			常設/防止 常設/緩和	-	
			圧力抑制室内空気温度	S	-	-	変更なし			常設耐震/防止 常設/緩和	-	

表1 計測制御系統施設の主要設備リスト(7/16)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>		名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
計測装置	-	原子炉格納容器本体内の圧力、温度、酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置	サブレッションプール水温度	S	-	-	変更なし				常設耐震/防止 常設/緩和	-
			-	-		-		原子炉格納容器下部温度	-	常設/緩和	-	
			格納容器内雰囲気酸素濃度	S	-	-	変更なし				常設/緩和	-
			-	-		-		格納容器内水素濃度(D/W)	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	
			-	-		-		格納容器内水素濃度(S/C)	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	
			格納容器内雰囲気水素濃度	S	-	-	変更なし				常設/緩和	-
		非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置	-				復水貯蔵タンク水位	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-		
		原子炉冷却材再循環流量を計測する装置	原子炉再循環ポンプ入口流量	S	-	-	変更なし				-	
		原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置	-				原子炉格納容器代替スプレイ流量	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-		
			-				原子炉格納容器下部注水流量	-	常設/緩和	-		
		原子炉格納容器本体の水位を計測する装置	圧力抑制室水位	S	-	-	変更なし				常設耐震/防止 常設/緩和	-
			-				原子炉格納容器下部水位	-	常設/緩和	-		
			-				ドライウェル水位	-	常設/緩和	-		
		原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置	-				原子炉建屋内水素濃度	-	常設/緩和	-		

表1 計測制御系統施設の主要設備リスト(8/16)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>		名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉非常停止信号	-	-	原子炉圧力高	-	-	-	変更なし	-	-	-	-	
			原子炉水位低(レベル3)	-	-	-	変更なし	-	-	-	-	
			ドライウエル圧力高	-	-	-	変更なし	-	-	-	-	
			中性子束高 <sup>(注6)</sup>	-	-	-	変更なし	-	-	-	-	
			原子炉周期(ペリオド)短 <sup>(注6)</sup>	-	-	-	変更なし	-	-	-	-	
			スクラム排出容器水位高 <sup>(注6)</sup>	-	-	-	変更なし	-	-	-	-	
			核計測装置動作不能 <sup>(注6)</sup>	-	-	-	変更なし	-	-	-	-	
			主蒸気管放射能高	-	-	-	変更なし	-	-	-	-	
			主蒸気隔離弁閉 <sup>(注6)</sup>	-	-	-	変更なし	-	-	-	-	
			主蒸気止め弁閉 <sup>(注6)</sup>	-	-	-	変更なし	-	-	-	-	
			蒸気加減弁急速閉 <sup>(注6)</sup>	-	-	-	変更なし	-	-	-	-	
			原子炉モードスイッチ「停止」	-	-	-	変更なし	-	-	-	-	
			手動	-	-	-	変更なし	-	-	-	-	
地震加速度大	-	-	-	変更なし	-	-	-	-				

表1 計測制御系統施設の主要設備リスト(9/16)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後						
			名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>		名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>		
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス	
工学的安全施設等の起動信号	-	-	主蒸気隔離弁 原子炉水位低(レベル2)	-	-	-	-	変更なし	-	-	-	-	
			主蒸気隔離弁 主蒸気管圧力低	-	-	-	-	変更なし	-	-	-	-	-
			主蒸気隔離弁 主蒸気管放射能高	-	-	-	-	変更なし	-	-	-	-	-
			主蒸気隔離弁 主蒸気管トンネル温度高	-	-	-	-	変更なし	-	-	-	-	-
			主蒸気隔離弁 主蒸気管流量大	-	-	-	-	変更なし	-	-	-	-	-
			主蒸気隔離弁 復水器真空度低	-	-	-	-	変更なし	-	-	-	-	-
			その他の原子炉格納容器隔離弁(1) ドライウェル圧力高	-	-	-	-	変更なし	-	-	-	-	-
			その他の原子炉格納容器隔離弁(1) 原子炉水位低(レベル3)	-	-	-	-	変更なし	-	-	-	-	-
			その他の原子炉格納容器隔離弁(2) 原子炉水位低(レベル3)	-	-	-	-	変更なし	-	-	-	-	-
			その他の原子炉格納容器隔離弁(3) 原子炉水位低(レベル2)	-	-	-	-	変更なし	-	-	-	-	-
			非常用ガス処理系 原子炉建屋原子炉棟放射能高	-	-	-	-	変更なし	-	-	-	-	-
			非常用ガス処理系 ドライウェル圧力高	-	-	-	-	変更なし	-	-	-	-	-
			非常用ガス処理系 原子炉水位低(レベル3)	-	-	-	-	変更なし	-	-	-	-	-
高圧炉心スプレイ系 ドライウェル圧力高	-	-	-	-	変更なし	-	-	-	-	-			



表1 計測制御系統施設の主要設備リスト(10/16)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>		名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
工学的安全施設等の起動信号	-	-	高圧炉心スプレイ系 原子炉水位低(レベル2)	-	-	-	-	変更なし	-	-	-	
			低圧炉心スプレイ系 ドライウエル圧力高	-	-	-	-	変更なし	-	-	-	
			低圧炉心スプレイ系 原子炉水位低(レベル1)	-	-	-	-	変更なし	-	-	-	
			残留熱除去系 低圧注水系 ドライウエル圧力高	-	-	-	-	変更なし	-	-	-	
			残留熱除去系 低圧注水系 原子炉水位低(レベル1)	-	-	-	-	変更なし	-	-	-	
			残留熱除去系 格納容器スプレイ冷却系 手動	-	-	-	-	変更なし	-	-	-	
			自動減圧系 原子炉水位低(レベル1)とドライウエル圧力高の同時信号	-	-	-	-	変更なし	-	-	-	
			-	-	-	-	-	ATWS 緩和設備(代替制御棒挿入機能) 原子炉圧力高	-	-	-	
			-	-	-	-	-	ATWS 緩和設備(代替制御棒挿入機能) 原子炉水位低(レベル2)	-	-	-	
			-	-	-	-	-	ATWS 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	-	-	-	
-	-	-	-	-	ATWS 緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) 原子炉水位低(レベル2)	-	-	-				
-	-	-	-	-	ATWS 緩和設備(自動減圧系作動阻止機能) 原子炉水位低(レベル2)と中性子束高の同時信号	-	-	-				

表1 計測制御系統施設の主要設備リスト(11/16)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>		名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
工学的安全施設等の起動信号	-	-	-	-	-	-	代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)原子炉水位低(レベル1)	-	-	-	-	
制御用空気設備	高圧窒素ガス供給系	容器	-	-	-	-	高圧窒素ガスボンベ	-	可搬/防止	SAクラス3		
		安全弁	P54-F065A, B	S	-	-	変更なし	常設耐震/防止	-			
		主配管	-	-	-	-	連結管～高圧窒素ガス供給系A系窒素供給配管合流点	-	常設耐震/防止	SAクラス2		
			高圧窒素ガス供給系A系窒素供給配管合流点～P54-F068A	S	クラス3	-	変更なし	常設耐震/防止	SAクラス2			
			P54-F068A～原子炉格納容器配管貫通部(X-72A)	S	クラス2	-	変更なし	常設耐震/防止	SAクラス2			
			-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-72A)	-	常設耐震/防止	SAクラス2		
			原子炉格納容器配管貫通部(X-72A)～P54-F070A	S	クラス2	-	変更なし	常設耐震/防止	SAクラス2			
			P54-F070A～B21-F023H, J, L	S	クラス3	-	変更なし	常設耐震/防止	SAクラス2			
			-	-	-	-	B21-F023H～主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(H)出口配管合流点	-	常設耐震/防止	SAクラス2		

表 1 計測制御系統施設の主要設備リスト (12/16)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>		名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
制御用空気設備	高圧窒素ガス供給系	主配管	—	—	—	—	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(H)出口配管合流点～B21-F001H	—	—	常設耐震/防止	SAクラス2	
			—	—	—	—	B21-F023J～主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(J)出口配管合流点	—	—	常設耐震/防止	SAクラス2	
			—	—	—	—	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(J)出口配管合流点～B21-F001J	—	—	常設耐震/防止	SAクラス2	
			—	—	—	—	B21-F023L～主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(L)出口配管合流点	—	—	常設耐震/防止	SAクラス2	
			—	—	—	—	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(L)出口配管合流点～B21-F001L	—	—	常設耐震/防止	SAクラス2	
			—	—	—	—	連結管～高圧窒素ガス供給系B系窒素供給配管合流点	—	—	常設耐震/防止	SAクラス2	
			高圧窒素ガス供給系B系窒素供給配管合流点～P54-F068B	S	クラス3	—	変更なし		—	—	常設耐震/防止	SAクラス2
			P54-F068B～原子炉格納容器配管貫通部(X-72B)	S	クラス2	—	変更なし		—	—	常設耐震/防止	SAクラス2
			—	—	—	—	原子炉格納容器配管貫通部(X-72B)	—	—	—	常設耐震/防止	SAクラス2
			原子炉格納容器配管貫通部(X-72B)～P54-F070B	S	クラス2	—	変更なし		—	—	常設耐震/防止	SAクラス2
			P54-F070B～B21-F023A, C, E	S	クラス3	—	変更なし		—	—	常設耐震/防止	SAクラス2
			—	—	—	—	B21-F023A～主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(A)出口配管合流点	—	—	—	常設耐震/防止	SAクラス2
			—	—	—	—	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(A)出口配管合流点～B21-F001A	—	—	—	常設耐震/防止	SAクラス2
—	—	—	—	B21-F023C～主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(C)出口配管合流点	—	—	—	常設耐震/防止	SAクラス2			

表 1 計測制御系統施設の主要設備リスト (13/16)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>		名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
4-10-44 制御用空気設備	高圧窒素ガス供給系 主配管	主配管	-	-	-	-	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (C) 出口配管合流点～B21-F001C	-	-	常設耐震/防止	SA クラス 2	
			-	-	-	-	B21-F023E～主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (E) 出口配管合流点	-	-	常設耐震/防止	SA クラス 2	
			-	-	-	-	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (E) 出口配管合流点～B21-F001E	-	-	常設耐震/防止	SA クラス 2	
			T48-F030～P54-F015 および P54-F069A, B <sup>(注9)</sup>	C	クラス 3	-	-	変更なし	-	-	-	-
			P54-F069A～高圧窒素ガス供給系 A 系窒素供給配管合流点	S	クラス 3	-	-	変更なし	-	-	-	-
			P54-F069B～高圧窒素ガス供給系 B 系窒素供給配管合流点	S	クラス 3	-	-	変更なし	-	-	-	-
			P54-F015～原子炉格納容器配管貫通部 (X-73)	S	クラス 2	-	-	変更なし	-	-	-	-
			原子炉格納容器配管貫通部 (X-73)～P54-F020	S	クラス 2	-	-	変更なし	-	-	-	-
			P54-F020～B21-F022A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L <sup>(注9)</sup>	C	クラス 3	-	-	変更なし	-	-	-	-
			-	-	-	-	-	B21-F001A, L～原子炉格納容器配管貫通部 (X-106B)	S	クラス 3	常設耐震/防止	SA クラス 2
			-	-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部 (X-106B)	-	-	常設耐震/防止	SA クラス 2
			-	-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部 (X-106B)～代替高圧窒素ガス供給系 A 系窒素供給配管分岐点	S	クラス 2	常設耐震/防止	SA クラス 2
			-	-	-	-	-	代替高圧窒素ガス供給系 A 系窒素供給配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-106B)	S	クラス 2	常設耐震/防止	SA クラス 2
-	-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部 (X-106B)	-	-	常設耐震/防止	SA クラス 2			

表1 計測制御系統施設の主要設備リスト(14/16)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>		名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
制御用空気設備	高圧窒素ガス供給系	主配管	-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-106B)～開放端	S	クラス3	常設耐震/防止	SAクラス2	
			-	-	-	-	B21-F001E, J～原子炉格納容器配管貫通部(X-91)	S	クラス3	常設耐震/防止	SAクラス2	
			-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-91)	-	-	常設耐震/防止	SAクラス2	
			-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-91)～代替高圧窒素ガス供給系B系窒素供給配管分岐点	S	クラス2	常設耐震/防止	SAクラス2	
			-	-	-	-	代替高圧窒素ガス供給系B系窒素供給配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-91)	S	クラス2	常設耐震/防止	SAクラス2	
			-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-91)	-	-	常設耐震/防止	SAクラス2	
			-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-91)～開放端	S	クラス3	常設耐震/防止	SAクラス2	
			-	-	-	-	連結管	-	-	可搬/防止	SAクラス3	
	代替高圧窒素ガス供給系	容器	-	-	-	-	高圧窒素ガスポンベ	-	-	可搬/防止	SAクラス3	
		安全弁	-	-	-	-	P54-F1005A, B	-	-	可搬/防止	-	
		主配管	-	-	-	-	恒設配管取合点接続管/恒設配管取合点(A)～代替高圧窒素ガス供給系A系窒素供給配管分岐点	-	-	常設耐震/防止	SAクラス2	
			-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-106B)～代替高圧窒素ガス供給系A系窒素供給配管分岐点	-	-	常設耐震/防止	SAクラス2	
			-	-	-	-	原子炉格納容器電気配線貫通部(X-106B)	-	-	常設耐震/防止	SAクラス2	
			-	-	-	-	B21-F001A, L～原子炉格納容器配管貫通部(X-106B)	-	-	常設耐震/防止	SAクラス2	

表1 計測制御系統施設の主要設備リスト(15/16)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>		名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
制御用空気設備	代替高压窒素ガス供給系	主配管	-	-	-	-	恒設配管取合点接続管／恒設配管取合点(B)～代替高压窒素ガス供給系B系窒素供給配管分岐点	-	-	常設耐震/防止	SAクラス2	
			-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-91)～代替高压窒素ガス供給系B系窒素供給配管分岐点	-	-	常設耐震/防止	SAクラス2	
			-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-91)	-	-	常設耐震/防止	SAクラス2	
			-	-	-	-	B21-F001E, J～原子炉格納容器配管貫通部(X-91)	-	-	常設耐震/防止	SAクラス2	
			-	-	-	-	連結管	-	-	可搬/防止	SAクラス3	
			-	-	-	-	連結管～フレキシブルホース／恒設配管取合点	-	-	可搬/防止	SAクラス3	
			-	-	-	-	代替高压窒素ガス供給用フレキシブルホース(φ32.9, 6m, 8m)	-	-	可搬/防止	SAクラス3	
			-	-	-	-	恒設配管取合点接続管	-	-	可搬/防止	SAクラス3	



表1 計測制御系統施設の主要設備リスト(16/16)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>		名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
発電用原子炉の運転を管理するための制御装置	-	制御方式	中央制御方式による自動及び手動制御 <sup>(注6)</sup>	-	-	-	-	変更なし	-	-	-	
		中央制御室機能及び中央制御室外原子炉停止機能	中央制御室機能	-	-	-	中央制御室機能 <sup>(注7)</sup>	-	-	-	-	
			中央制御室外原子炉停止機能	-	-	-	変更なし	-	-	-	-	

(注1) 表1に用いる略語の定義は「原子炉本体」の「8 原子炉本体の基本設計方針、適用基準及び適用規格」の「表1 原子炉本体の主要設備リスト 付表1」による。

(注2) 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備（常設耐震重要重大事故防止設備）としての機能を有する。

(注3) 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備（常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備）としての機能を有する。

(注4) フランジがクラス1、インジケータチューブがクラス3

(注5) 「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年度（2007年追補版含む））」＜第I編 軽水炉規格＞J SME S NC1-2005/2007」（日本機械学会）における「クラス3弁」である。

(注6) 本設備は記載の適正化のみ行うものであり、手続き対象外である。

(注7) 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての機能を有する。

表2 計測制御系統施設の兼用設備リスト(1/2)

設備区分	系統名称	機器区分	主たる機能の施設/ 設備区分	変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>		名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>	
					耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス		耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス
ほう酸水注入設備	ほう酸水注入系	-	原子炉本体 炉心支持構造物	-	-	-	-	炉心シュラウド	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	
				-	-	-	-	シュラウドサポート	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	
				-	-	-	-	炉心シュラウド支持ロッド	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	
				-	-	-	-	上部格子板	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	
				-	-	-	-	炉心支持板	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	
				-	-	-	-	中央燃料支持金具	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	
				-	-	-	-	周辺燃料支持金具	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	
			-	-	-	-	制御棒案内管	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-		
			原子炉本体 原子炉圧力容器	-	-	-	-	原子炉圧力容器	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス2	
			原子炉本体 原子炉圧力容器付属構造物	-	-	-	-	差圧検出・ほう酸水注入系配管(ディーよりN11ノズルまでの外管)	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス2	
原子炉本体 原子炉圧力容器内部構造物	-	-	-	-	差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉圧力容器内部)	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-				


表2 計測制御系統施設の兼用設備リスト(2/2)

設備区分	系統名称	機器区分	主たる機能の施設/ 設備区分	変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>		名称	設計基準対象施設 <sup>(注1)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注1)</sup>	
					耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス		耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス
制御用空気設備	高圧窒素ガス供給系	-	原子炉冷却系統施設 原子炉冷却材の循環設備	-				主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	-		常設耐震/防止	SAクラス2	
				-				B21-F001A,C,E,H,J,L	-		常設耐震/防止	-	
	代替高圧窒素ガス供給系	-	原子炉冷却系統施設 原子炉冷却材の循環設備	-				B21-F001A,E,J,L	-		常設耐震/防止	-	

(注1) 表2に用いる略語の定義は「原子炉本体」の「8 原子炉本体の基本設計方針、適用基準及び適用規格」の「表1 原子炉本体の主要設備リスト 付表1」による。

(2) 適用基準及び適用規格

変更前	変更後
<p>第1章 共通項目</p> <p>計測制御系統施設に適用する共通項目の基準及び規格については、以下の基準及び規格並びに、原子炉冷却系統施設、火災防護設備、浸水防護施設の「(2) 適用基準及び適用規格 第1章 共通項目」に示す。</p>	<p>第1章 共通項目</p> <p>計測制御系統施設に適用する共通項目の基準及び規格については、以下の基準及び規格並びに、原子炉冷却系統施設、火災防護設備、浸水防護施設の「(2) 適用基準及び適用規格 第1章 共通項目」に示す。</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>計測制御系統施設に適用する個別項目の基準及び規格は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)</li> <li>・発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針(昭和56年7月23日原子力安全委員会決定)</li> <li>・原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)(平成21・07・27原院第1号平成21年8月12日原子力安全・保安院制定)</li> <li>・安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程(J E A C 4 6 2 0 -2008)</li> </ul>	<p>第2章 個別項目</p> <p>計測制御系統施設に適用する個別項目の基準及び規格は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧ガス保安法(昭和26年6月7日法律第204号)</li> <li>・不正アクセス行為の禁止等に関する法律(平成11年8月13日法律第128号)</li> <li>・発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)</li> <li>・実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)</li> <li>・発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針(昭和56年7月23日原子力安全委員会決定)</li> <li>・原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)(平成21・07・27原院第1号平成21年8月12日原子力安全・保安院制定)</li> <li>・安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程(J E A C 4 6 2 0 -2008)</li> </ul>

変更前	変更後
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針（J E A G 4 6 0 9-2008）</li> <li>・日本建築学会 1979 年 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説</li> </ul>