

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-08-0001_改1
提出年月日	2021年6月15日

工事計画に係る説明資料

原子炉格納施設

(基本設計方針)

2021年6月

東北電力株式会社

7.4 原子炉格納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>原子炉格納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>原子炉格納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. 原子炉格納容器</p> <p>1.1 原子炉格納容器本体等</p> <p>原子炉格納施設は，設計基準対象施設として，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の際に漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない設計とする。</p> <p>原子炉格納容器にはドライウエル内のガスを循環冷却するための設備として，冷却装置及び送風機からなるドライウエル冷却系（個数4（予備2））を設ける設計とする。</p> <p>原子炉格納容器は，残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）と</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 原子炉格納容器</p> <p>1.1 原子炉格納容器本体等</p> <p>原子炉格納施設は，設計基準対象施設として，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の際に漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない設計とする。</p> <p>原子炉格納容器にはドライウエル内のガスを循環冷却するための設備として，冷却装置及び送風機からなるドライウエル冷却系（個数4（予備2））を設ける設計とする。</p> <p>原子炉格納容器は，残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）と</p>

7-1-1

変更前	変更後
<p>あいまって原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の最も過酷な破断を想定し、これにより放出される原子炉冷却材のエネルギーによる冷却材喪失時の圧力、温度及び設計上想定された地震荷重に耐える設計とする。また、冷却材喪失時及び主蒸気逃がし安全弁作動時において、原子炉格納容器に生じる動荷重に耐える設計とする。</p> <p>原子炉格納容器の開口部である出入口及び貫通部を含めて原子炉格納容器全体の漏えい率を許容値以下に保ち、冷却材喪失時及び主蒸気逃がし安全弁作動時において想定される原子炉格納容器内の圧力、温度、放射線等の環境条件の下でも原子炉格納容器バウンダリの健全性を保つ設計とする。</p> <p>通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉格納容器バウンダリを構成する機器は脆性破壊及び破断が生じない設計とする。脆性破壊に対しては、最低使用温度を考慮した破壊じん性試験を行い、規定値を満足した材料を使用する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器を貫通する箇所及び出入口は、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として、判定基準に適切な余裕係数を見込み、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203)に定める漏えい試験のうちB種試験ができる設計とする。</p> <p>サプレッションチェンバは、設計基準対象施設として容量2800m³、個数1個を設置する。</p>	<p>あいまって原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の最も過酷な破断を想定し、これにより放出される原子炉冷却材のエネルギーによる冷却材喪失時の圧力、温度及び設計上想定された地震荷重に耐える設計とする。また、冷却材喪失時及び主蒸気逃がし安全弁作動時において、原子炉格納容器に生じる動荷重に耐える設計とする。</p> <p>原子炉格納容器の開口部である出入口及び貫通部を含めて原子炉格納容器全体の漏えい率を許容値以下に保ち、冷却材喪失時及び主蒸気逃がし安全弁作動時において想定される原子炉格納容器内の圧力、温度、放射線等の環境条件の下でも原子炉格納容器バウンダリの健全性を保つ設計とする。</p> <p>通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉格納容器バウンダリを構成する機器は脆性破壊及び破断が生じない設計とする。脆性破壊に対しては、最低使用温度を考慮した破壊じん性試験を行い、規定値を満足した材料を使用する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器を貫通する箇所及び出入口は、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として、判定基準に適切な余裕係数を見込み、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203)に定める漏えい試験のうちB種試験ができる設計とする。</p> <p>サプレッションチェンバは、設計基準対象施設として容量2800m³、個数1個を設置する。</p> <p>原子炉格納容器は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設としての最高使用圧力及び最高使用温度を超える可能性があるが、設計基準対象施設としての最高使用圧力の2倍の圧力及び200℃の温度</p>

変更前	変更後
<p>1.2 原子炉格納容器隔離弁</p> <p>原子炉格納容器を貫通する各施設の配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁（以下「隔離弁」という。）は、安全保護装置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動弁、チェーンロックが可能な手動弁、キーロックが可能な遠隔操作弁又は隔離機能を有する逆止弁とし、原子炉格納容器の隔離機能の確保が可能な設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリに接続するか、又は原子炉格納容器内に開口し、原子炉格納容器を貫通している各配管は、冷却材喪失事故時に必要とする配管及び計測制御系統施設に関連する小口径配管を除いて、原則として原子炉格納容器の内側に 1 個、外側に 1 個の自動隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。</p> <p>ただし、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく、かつ、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊の際に損壊するおそれがない管、又は原子炉格納容器外側で閉じた系を構成した管で、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常の際に、原子炉格納容器内で水封が維持され、かつ、原子炉格納容器外へ導かれた漏えい水による放射性物質の放出量が、冷却材喪失事故の原子炉格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べ十分小さい配管については、原子炉格納容器の外側又は内側に少なくとも 1 個の隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。</p> <p>原子炉格納容器の内側で閉じた系を構成する管に設置する隔離弁は、遠隔操作にて閉止可能な弁を設置することも可能とする。</p>	<p>で閉じ込め機能を損なわない設計とする。</p> <p>1.2 原子炉格納容器隔離弁</p> <p>原子炉格納容器を貫通する各施設の配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁（以下「隔離弁」という。）は、安全保護装置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動弁、チェーンロックが可能な手動弁、キーロックが可能な遠隔操作弁又は隔離機能を有する逆止弁とし、原子炉格納容器の隔離機能の確保が可能な設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリに接続するか、又は原子炉格納容器内に開口し、原子炉格納容器を貫通している各配管は、冷却材喪失事故時に必要とする配管及び計測制御系統施設に関連する小口径配管を除いて、原則として原子炉格納容器の内側に 1 個、外側に 1 個の自動隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。</p> <p>ただし、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく、かつ、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊の際に損壊するおそれがない管、又は原子炉格納容器外側で閉じた系を構成した管で、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常の際に、原子炉格納容器内で水封が維持され、かつ、原子炉格納容器外へ導かれた漏えい水による放射性物質の放出量が、冷却材喪失事故の原子炉格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べ十分小さい配管については、原子炉格納容器の外側又は内側に少なくとも 1 個の隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。</p> <p>原子炉格納容器の内側で閉じた系を構成する管に設置する隔離弁は、遠隔操作にて閉止可能な弁を設置することも可能とする。</p>

変更前	変更後
<p>貫通箇所の内側又は外側に設置する隔離弁は、一方の側の設置箇所における管であって、湿気や水滴等により駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある箇所、配管が狭隘部を貫通する場合であって貫通部に近接した箇所に設置できないことによりその機能が著しく低下するような箇所には、貫通箇所の外側であって近接した箇所に 2 個の隔離弁を設ける設計とする。</p> <p>設計基準事故の収束に必要な非常用炉心冷却設備及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）で原子炉格納容器を貫通する配管、その他隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがあり、かつ、当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合は、自動隔離弁を設けない設計とする。</p> <p>ただし、原則遠隔操作が可能であり、設計基準事故時に容易に閉鎖可能な隔離機能を有する弁を設置する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器を貫通する計測制御系統施設又は制御棒駆動装置に関連する小口径配管であって特に隔離弁を設けない場合には、隔離弁を設置したものと同等の隔離機能を有する設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される原子炉格納容器を貫通する計測系配管に隔離弁を設けない場合は、オリフィス又は過流量防止逆止弁を設置し、流出量抑制対策を講じる設計とする。</p>	<p>貫通箇所の内側又は外側に設置する隔離弁は、一方の側の設置箇所における管であって、湿気や水滴等により駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある箇所、配管が狭隘部を貫通する場合であって貫通部に近接した箇所に設置できないことによりその機能が著しく低下するような箇所には、貫通箇所の外側であって近接した箇所に 2 個の隔離弁を設ける設計とする。</p> <p>原子炉格納容器を貫通する配管には、圧力開放板を設けない設計とする。</p> <p>設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な非常用炉心冷却設備及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）で原子炉格納容器を貫通する配管、その他隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがあり、かつ、当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合は、自動隔離弁を設けない設計とする。</p> <p>ただし、原則遠隔操作が可能であり、設計基準事故時及び重大事故時に容易に閉鎖可能な隔離機能を有する弁を設置する設計とする。</p> <p>また、重大事故等時に使用する原子炉格納容器調気系の隔離弁については、設計基準事故時の隔離機能の確保を考慮し自動隔離弁とし、重大事故等時に容易に開弁が可能な設計とする。</p> <p>原子炉格納容器を貫通する計測制御系統施設又は制御棒駆動装置に関連する小口径配管であって特に隔離弁を設けない場合には、隔離弁を設置したものと同等の隔離機能を有する設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される原子炉格納容器を貫通する計測系配管に隔離弁を設けない場合は、オリフィス又は過流量防止逆止弁を設置し、流出量抑制対策を講じる設計とする。</p>

変更前	変更後
<p>隔離弁は、閉止後に駆動動力源が喪失した場合においても閉止状態が維持され隔離機能が喪失しない設計とする。また、隔離弁のうち、隔離信号で自動閉止するものは、隔離信号が除去されても自動開とはならない設計とする。</p> <p>隔離弁は、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として、判定基準に適切な余裕係数を見込み、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(J E A C 4 2 0 3)に定める漏えい試験のうちC種試験ができる設計とする。また、隔離弁は動作試験ができる設計とする。</p>	<p>隔離弁は、閉止後に駆動動力源が喪失した場合においても閉止状態が維持され隔離機能が喪失しない設計とする。また、隔離弁のうち、隔離信号で自動閉止するものは、隔離信号が除去されても自動開とはならない設計とする。</p> <p>隔離弁は、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として、判定基準に適切な余裕係数を見込み、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(J E A C 4 2 0 3)に定める漏えい試験のうちC種試験ができる設計とする。また、隔離弁は動作試験ができる設計とする。</p>
<p>2. 原子炉建屋</p> <p>2.1 原子炉建屋原子炉棟等</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の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることによる敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会)」に規定する線量を超えないよう、当該放射性物質の濃度を低減する設備として原子炉建屋原子炉棟を設置する。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟は、原子炉格納容器を収納する建屋であって、非常用ガス処理系等により、内部の負圧を確保し、原子炉格納容器から放射性物質の漏えいがあっても発電所周辺に直接放出されることを防止する設計とする。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟に開口部を設ける場合には、気密性を確保する設計とする。</p>	<p>2. 原子炉建屋</p> <p>2.1 原子炉建屋原子炉棟等</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の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることによる敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会)」に規定する線量を超えないよう、当該放射性物質の濃度を低減する設備として原子炉建屋原子炉棟を設置する。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟は、原子炉格納容器を収納する建屋であって、非常用ガス処理系等により、内部の負圧を確保し、原子炉格納容器から放射性物質の漏えいがあっても発電所周辺に直接放出されることを防止する設計とする。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟に開口部を設ける場合には、気密性を確保する設計とする。</p>

変更前	変更後
<p>新燃料貯蔵庫及び使用済燃料プールは、燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質による敷地外への影響を低減するため、原子炉建屋原子炉棟内に設置する設計とする。</p>	<p>新燃料貯蔵庫及び使用済燃料プールは、燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質による敷地外への影響を低減するため、原子炉建屋原子炉棟内に設置する設計とする。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟は、重大事故等時においても、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保することができる設計とする。原子炉建屋原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建屋原子炉棟に設置する原子炉建屋ブローアウトパネル（原子炉冷却系統施設のうち「5.2 高圧炉心スプレイ系」、浸水防護施設と兼用）（以下同じ。）は、閉状態の維持又は開放時に容易かつ確実に原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置により開口部を閉止可能な設計とする。</p>
<p>3. 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>3.1 真空破壊装置</p> <p>冷却材喪失事故後、ドライウエル圧力がサブプレッションチェンバ圧力より低下した場合に、ドライウエルとサブプレッションチェンバ間に設置された6個の真空破壊弁が、圧力差により自動的に働き、サブプレッションチェンバのプール水のドライウエルへの逆流及びドライウエルの破損を防止できる設計とする。</p> <p>なお、発電用原子炉の運転時に原子炉格納容器に窒素を充てんしていることなどから、原子炉格納容器外面に受ける圧力が設計を超えることはない。</p>	<p>3. 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>3.1 真空破壊装置</p> <p>冷却材喪失事故後、ドライウエル圧力がサブプレッションチェンバ圧力より低下した場合に、ドライウエルとサブプレッションチェンバ間に設置された6個の真空破壊弁が、圧力差により自動的に働き、サブプレッションチェンバのプール水のドライウエルへの逆流及びドライウエルの破損を防止できる設計とする。</p> <p>なお、発電用原子炉の運転時に原子炉格納容器に窒素を充てんしていることなどから、原子炉格納容器外面に受ける圧力が設計を超えることはない。</p> <p>想定される重大事故等時において、ドライウエル圧力がサブプレッションチェンバ圧力より低下した場合に、ドライウエルとサブプレッションチ</p>

変更前	変更後
<p>3.2 原子炉格納容器安全設備</p> <p>3.2.1 原子炉格納容器スプレイ冷却系</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の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることによる敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会）」に規定する線量を超えないよう、当該放射性物質の濃度を低減する設備として残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）を設置する。</p>	<p>エンバ間に設置された6個の真空破壊弁が、圧力差により自動的に働き、サプレッションチェンバのプール水のドライウエルへの逆流及びドライウエルの破損を防止できる設計とする。</p> <p>3.2 原子炉格納容器安全設備</p> <p>3.2.1 原子炉格納容器スプレイ冷却系</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の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることによる敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会）」に規定する線量を超えないよう、当該放射性物質の濃度を低減する設備として残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）を設置する。</p> <p>重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）のドライウエルスプレイ管及びサプレッションチェンバスプレイ管については、想定される最も過酷な単一故障の条件として、配管1箇所の全周破断を想定した場合においても、原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。</p> <p>ここで、単一故障時には、残留熱除去系1系統による格納容器スプレイ冷却モードは、スプレイ効果に期待できない状態となり、スプレイ液滴による除熱を考慮しないこと及び冷却水が破断箇所から落下してサプレッションチェンバのプール水に移行することを想定する。このような場合においても、他の残留熱除去系1系統を</p>

変更前	変更後
	<p>サプレッションプール水冷却モードで運転することで原子炉格納容器の冷却機能を代替できる設計とする。</p> <p>3.2.2 原子炉格納容器下部注水系</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備として、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び原子炉格納容器下部注水系（可搬型）を設ける設計とする。</p> <p>(1) 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵タンクの水を補給水系配管等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した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。また、系統構成に必要な電動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の流路と</p>

変更前	変更後
	<p>して、設計基準対象施設である原子炉格納容器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>原子炉格納容器安全設備のうち、復水貯蔵タンクを水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプは、復水貯蔵タンクの圧力及び温度により、想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>(2) 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）は、代替循環冷却ポンプにより、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）の流路として、設計基準対象施設である残留熱除去系熱交換器及び原子炉格納容器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>原子炉格納容器安全設備のうち、サブプレッションチェンバのプー</p>

7-4-9

変更前	変更後
	<p>ル水を水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに、原子炉冷却材中の異物の影響について「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））によるろ過装置の性能評価により、重大事故等時に想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>(3) 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプI）により、代替淡水源の水をあらかじめ敷設した補給水系配管を經由して原子炉格納容器下部へ注水し、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大容量送水ポンプ（タイプI）により海を利用できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて代替所内電気設備を經由した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>また、大容量送水ポンプ（タイプI）は、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用するホースの敷設等は、ホース延長回収車（台数4（予備1））（核燃料物質の取扱施設</p>

変更前	変更後
	<p>及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を原子炉格納施設のうち「3.2.2 原子炉格納容器下部注水系」の設備として兼用) により行う設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系(可搬型)の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器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>原子炉格納容器安全設備のうち、淡水貯水槽(No.1)、淡水貯水槽(No.2)又は海を水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプは、淡水貯水槽(No.1)、淡水貯水槽(No.2)又は海の圧力及び温度により、想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>(4) 多重性又は多様性及び独立性、位置的分散</p> <p>原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)は、原子炉格納容器下部注水系(可搬型)及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)の復水移送ポンプを代替所内電気設備を経由した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による電動機駆動とし、原子炉格納容器下部注水系(可搬型)及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)の大容量送水ポンプ(タイプI)を空冷式のディーゼルエンジンによる駆動とすることで、多様性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系(常設)(代替循環冷却ポンプ)は、</p>

変更前	変更後
	<p>原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）の代替循環冷却ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプ I）を空冷式のディーゼルエンジンによる駆動とすることで、多様性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びに原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電に対して、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプを代替所内電気設備を経由した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とし、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電とすることで、多様性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の電動弁（交流）は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、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による遠隔操作に対して多様性を有する設計とし、原子炉格納容器下部注</p>

変更前	変更後
	<p>水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）の電動弁（交流）は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、常設代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）の電動弁（交流）は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の電動弁（直流）は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の電動弁（直流）は、125V 蓄電池から 125V 直流主母線盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路に対して、独立性を有する設計とする。さらに、常設代替直流電源設備からの給電も可能であり、125V 代替蓄電池から 125V 直流主母線盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p>また、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は代替淡水源を水源とすることで、復水貯蔵タンクを水源とする原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びにサプレッションチェンバを水源とする原子炉</p>

7-4-13

変更前	変更後
	<p>格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系に対して、異なる水源を有する設計とする。</p> <p>復水移送ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内、代替循環冷却ポンプは原子炉建屋付属棟内に設置し、大容量送水ポンプ（タイプ I）は原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、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による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>大容量送水ポンプ（タイプ I）の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びに原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系並びに原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、それぞれ互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p>

変更前	変更後
	<p>3.2.3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系</p> <p>原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、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に原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、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に原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を設ける設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を設ける設計とする。</p> <p>(1) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による代替格納容器スプレイ</p> <p>炉心の著しい損傷防止のための原子炉格納容器内冷却に用いる設備のうち、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が機能喪失した場合及び全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サブレーションプール水冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系</p>

変更前	変更後
	<p>(常設) は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵タンクの水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内のドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)が機能喪失した場合及び全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)及び残留熱除去系(サプレッションプール水冷却モード)が起動できない場合の重大事故等対処設備として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵タンクの水を残留熱除去系等を経由してドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵タンクの水を残留熱除去系配管等を経由して原子炉格納容器内のドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイし、スプレイした水がドライウェル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を経由して原子炉格納容器下部へ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。</p>

7-4-16

変更前	変更後
	<p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した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。また、系統構成に必要な電動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器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>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器安全設備のうち、復水貯蔵タンクを水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプは、復水貯蔵タンクの圧力及び温度により、想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>(2) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による代替格納容器スプレイ</p> <p>炉心の著しい損傷防止のための原子炉格納容器内冷却に用いる設備のうち、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の機能が喪失した場合及び全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）が起動できない場</p>

7-4-17

変更前	変更後
	<p>合の重大事故等対処設備として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内のドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の機能が喪失した場合及び全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由してドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により海を利用できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、代替淡水源の水を残留熱除去系配管等を経由して原子炉格納容器内のドライウェ</p>

変更前	変更後
	<p>ルスプレイ管からドライウェル内にスプレイし、スプレイした水がドライウェル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を經由して原子炉格納容器下部へ流入することで、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を經由した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>また、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に使用するホースの敷設等は、ホース延長回収車（台数 4（予備 1））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を原子炉格納施設のうち「3.2.3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系」の設備として兼用）により行う設計とする。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器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>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器安全設備のうち、淡水貯水槽（No. 1）、淡水貯水槽（No. 2）又は海を水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプは、淡水貯水槽（No. 1）、淡水貯水槽（No. 2）又は海の圧</p>

変更前	変更後
	<p>力及び温度により、想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>(3) 多重性又は多様性及び独立性、位置的分散</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、復水移送ポンプを代替所内電気設備を経由した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により駆動することで、非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系ポンプを用いた残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の電動弁（交流）は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の電動弁（交流）は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の電動弁（直流）は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の電動弁（直流）は、125V 蓄電池から 125V 直流主母線盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼ</p>

変更前	変更後
	<p>ル発電機の交流を直流に変換する電路に対して、独立性を有する設計とする。さらに、常設代替直流電源設備からの給電も可能であり、125V 代替蓄電池から 125V 直流主母線盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p>また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、復水貯蔵タンクを水源とすることで、サプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p>復水移送ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプと異なる区画に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>復水貯蔵タンクは、屋外に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内に設置されているサプレッションチェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、大容量送水ポンプ（タイプ I）を空冷式のディーゼルエンジンにより駆動とすることで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備か</p>

変更前	変更後
	<p>らの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、代替淡水源を水源とすることで、サブプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び復水貯蔵タンクを水源とする原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p>大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ及び復水移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>大容量送水ポンプ（タイプ I）の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替</p>

7-4-22

変更前	変更後
	<p>スプレイ冷却系（可搬型）は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は，原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプを代替所内電気設備を経由した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による電動機駆動とし，原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプ I）を空冷式のディーゼルエンジンによる駆動とすることで，多様性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びに原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電に対して，原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプを代替所内電気設備を経由した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とし，原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電とすることで，多様性を有する設計とする。</p>

変更前	変更後
	<p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の電動弁（交流）は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、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による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の電動弁（交流）は、代替所内電気設備を經由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を經由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の電動弁（直流）は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の電動弁（直流）は、125V蓄電池から125V直流主母線盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路に対して、独立性を有する設計とする。さらに、常設代替直流電源設備からの給電も可能であり、125V代替蓄電池から125V直流主母線盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p>また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は代替淡水源を水源とすることで、復水貯蔵タンクを水源とする原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びにサプレッションチェンバを水源とする原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び</p>

7-4-24

変更前	変更後
	<p>代替循環冷却系に対して、異なる水源を有する設計とする。</p> <p>復水移送ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内、代替循環冷却ポンプは原子炉建屋付属棟内に設置し、大容量送水ポンプ（タイプ I）は原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、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による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を經由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を經由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びに原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系並びに原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、それぞれ互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p> <p>3.2.4 代替循環冷却系</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備のうち、</p>

7-4-25

変更前	変更後
	<p>原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、代替循環冷却系を設ける設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、代替循環冷却系を設ける設計とする。なお、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止する場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備として、代替循環冷却系を設ける設計とする。</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>代替循環冷却系は、代替循環冷却ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水及び原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。</p> <p>また、本系統に使用する冷却水は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却水系から供給できる設計とする。</p> <p>代替循環冷却系は、代替循環冷却ポンプにより、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系配管を経由して原子炉圧力容器へ注水することで、原子炉圧力容器内に存在する熔融炉心を冷却</p>

変更前	変更後
	<p>できる設計とする。</p> <p>また、本系統に使用する冷却水は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却水系から供給できる設計とする。</p> <p>代替循環冷却系は、代替循環冷却ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系配管を經由して、原子炉格納容器内へスプレイし、スプレイした水がドライウェル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を經由して原子炉格納容器下部へ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>また、本系統に使用する冷却水は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却水系から供給できる設計とする。</p> <p>原子炉圧力容器に注水された水は、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、原子炉格納容器内へスプレイされた水とともに、ベント管を経てサブプレッションチェンバに戻ることで循環できる設計とする。</p> <p>代替循環冷却系は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>代替循環冷却系の流路として、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及び原子炉格納容器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</p>

変更前	変更後
	<p>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>原子炉格納容器安全設備のうち、サプレッションチェンバのプール水を水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに、原子炉冷却材中の異物の影響について「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12 原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））によるろ過装置の性能評価により、重大事故等時に想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>(2) 多重性又は多様性及び独立性，位置的分散</p> <p>代替循環冷却系及び原子炉格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却手段及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。</p> <p>代替循環冷却系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する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からの給電により駆動できる設計とする。原子炉格納容器フィルタベント系は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。</p> <p>代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系熱交換器コ</p>

変更前	変更後
	<p>ニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の原子炉格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、互いに異なる複数箇所に設置し、かつ原子炉格納容器フィルタベント系と異なる区画に設置する設計とする。</p> <p>代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプは原子炉建屋附属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサプレッションチェンバは原子炉建屋原子炉棟内に設置し、原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側ラプチャディスクは原子炉建屋原子炉棟内の代替循環冷却系と異なる区画に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。</p> <p>代替循環冷却系は、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプ</p>

変更前	変更後
	<p>を代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプ I）を空冷式のディーゼルエンジンによる駆動とすることで、多様性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びに原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電に対して、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプを代替所内電気設備を経由した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とし、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電とすることで、多様性を有する設計とする。</p> <p>代替循環冷却系の電動弁（交流）は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、常設代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、代替循環冷却系の電動弁（交流）は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>また、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器</p>

変更前	変更後
	<p>代替スプレイ冷却系（可搬型）は代替淡水源を水源とすることで、復水貯蔵タンクを水源とする原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びにサブプレッションチェンバを水源とする原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系に対して、異なる水源を有する設計とする。</p> <p>代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びに原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系並びに原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、それぞれ互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p> <p>3.2.5 高圧代替注水系 炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器</p>

変更前	変更後
	<p>下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、 高压代替注水系を設ける設計とする。なお、この場合は、ほう酸水 注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入と並行して行う。</p> <p>高压代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵タン クの水を高压炉心スプレイ系等を経由して、原子炉压力容器へ注水 することで熔融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>高压代替注水系は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源 設備又は所内常設蓄電式直流電源設備からの給電が可能な設計と し、所内常設蓄電式直流電源設備が機能喪失した場合でも、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により中 央制御室からの操作が可能な設計とする。</p> <p>高压代替注水系の流路として、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压力容器内部構造物を重大事故 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>3.2.6 低圧代替注水系</p> <p>(1) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水 炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器 下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）を設ける設計とする。 なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう 酸水注入と並行して行う。</p> <p>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、復水移送ポンプ</p>

7-4-32

変更前	変更後
	<p>により、復水貯蔵タンクの水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで熔融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した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。また、系統構成に必要な電動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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>(2) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（可搬型）を設ける設計とする。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで熔融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により海を利用できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代</p>

変更前	変更後
	<p>替所内電気設備を経由した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>大容量送水ポンプ（タイプ I）は、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）に使用するホースの敷設等は、ホース延長回収車（台数 4（予備 1））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を原子炉格納施設のうち「3.2.6 低圧代替注水系」の設備として兼用）により行う設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）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>3.2.7 ほう酸水注入系</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための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。なお、この場合は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系及び高圧代替注水系のいずれかによる原子炉圧力容器への注水と並行して行う。</p> <p>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、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とす</p>

変更前	変更後
	<p>る。</p> <p>ほう酸水注入系は、非常用交流電源設備に加え、代替所内電気設備を経由した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>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>3.2.8 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>原子炉格納容器内の冷却等のための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷防止のための原子炉格納容器内冷却に用いる設備のうち、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）を復旧できる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪</p>

変更前	変更後
	<p>失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）を復旧できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器によりサプレッションチェンバのプール水をドライウエル内及びサプレッションチェンバ内にスプレイすることで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。</p> <p>本系統に使用する冷却水は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却水系から供給できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器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>原子炉格納容器安全設備のうち、サプレッションチェンバのプール水を水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに、原子炉冷却材中の異物の影響について「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））によるろ過装置の性能評価により、重大事故等時に想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p>

変更前	変更後
	<p>(2) 多様性, 位置的分散等</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は, 設計基準事故対処設備であるとともに, 重大事故等時においても使用するため, 重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし, 多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備ではないことから, 重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性, 位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>3.2.9 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>原子炉格納容器内の冷却等のための設備として, 想定される重大事故等時において, 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）が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷防止のための原子炉格納容器内冷却に用いる設備のうち, 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失によるサポート系の故障により, 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として, 常設代替交流電源設備を使用し, 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）を復旧できる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において, 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失</p>

変更前	変更後
	<p>失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用し、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）を復旧できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器により、サブプレッションチェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。</p> <p>本系統に使用する冷却水は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却水系から供給できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器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>原子炉格納容器安全設備のうち、サブプレッションチェンバのプール水を水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに、原子炉冷却材中の異物の影響について「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））によるろ過装置の性能評価により、重大事故等時に想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>(2) 多様性、位置的分散等</p>

変更前	変更後
<p>3.3 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備</p> <p>3.3.1 非常用ガス処理系</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の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることによる敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会）」に規定する線量を超えないよう、当該放射性物質の濃度を低減する設備として非常用ガス処理系を設置する。</p> <p>非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系空気乾燥装置、非常用ガス処理系排風機及び高性能エアフィルタ、チャコールエアフィルタを含む非常用ガス処理系フィルタ装置等から構成される。</p> <p>放射性物質の放出を伴う設計基準事故時には、常用換気系を閉鎖し、非常用ガス処理系排風機によって原子炉建屋原子炉棟内を水柱約6mmの負圧に保ちながら、原子炉格納容器等から漏えいした放射性物質を非常用ガス処理系フィルタ装置を通して除去・低減した</p>	<p>残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備ではないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>3.3 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備</p> <p>3.3.1 非常用ガス処理系</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の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることによる敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会）」に規定する線量を超えないよう、当該放射性物質の濃度を低減する設備として非常用ガス処理系を設置する。</p> <p>非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系空気乾燥装置、非常用ガス処理系排風機及び高性能エアフィルタ、チャコールエアフィルタを含む非常用ガス処理系フィルタ装置等から構成される。</p> <p>放射性物質の放出を伴う設計基準事故時には、常用換気系を閉鎖し、非常用ガス処理系排風機によって原子炉建屋原子炉棟内を水柱約6mmの負圧に保ちながら、原子炉格納容器等から漏えいした放射性物質を非常用ガス処理系フィルタ装置を通して除去・低減した</p>

変更前	変更後
<p>後、排気筒から放出する設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系は、冷却材喪失事故時に想定する原子炉格納容器からの漏えい気体中に含まれるよう素を除去し、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系のうち、非常用ガス処理系フィルタ装置のよう素除去効率及び非常用ガス処理系の処理容量は、設置（変更）許可を受けた設計基準事故の評価の条件を満足する設計とする。</p> <p>新燃料貯蔵庫及び使用済燃料プールは、燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質による敷地外への影響を低減するため、非常用ガス処理系により放射性物質の放出を低減できる設計とする。</p>	<p>後、排気筒から放出する設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系は、冷却材喪失事故時に想定する原子炉格納容器からの漏えい気体中に含まれるよう素を除去し、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系のうち、非常用ガス処理系フィルタ装置のよう素除去効率及び非常用ガス処理系の処理容量は、設置（変更）許可を受けた設計基準事故の評価の条件を満足する設計とする。</p> <p>新燃料貯蔵庫及び使用済燃料プールは、燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質による敷地外への影響を低減するため、非常用ガス処理系により放射性物質の放出を低減できる設計とする。</p> <p>重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする非常用ガス処理系の配管の一部及び非常用ガス処理系フィルタ装置については、当該設備に要求される原子炉格納容器内又は放射性物質が原子炉格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能が喪失する単一故障のうち、想定される最も過酷な条件として、配管の全周破断及び非常用ガス処理系フィルタ装置の閉塞を想定しても、単一故障による放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう、安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しない。</p> <p>想定される単一故障の発生に伴う周辺公衆に対する放射線被ば</p>

7-4-40

変更前	変更後
	<p>くは、保守的に単一故障を除去又は修復ができない場合で評価し、安全評価指針に示された設計基準事故時の判断基準を下回ることを確認する。</p> <p>また、単一故障の除去又は修復のための作業期間として想定する3日間を考慮し、修復作業に係る従事者の被ばく線量は緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さくする設計とする。</p> <p>単一設計とする箇所の設計に当たっては、想定される単一故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に、非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を排気筒から排気し、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減させることで、中央制御室にとどまる運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生し、非常用ガス処理系を起動する際に、原子炉建屋ブローアウトパネルを閉止する必要がある場合には、中央制御室から原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置（個数1）を操作し、容易かつ確実に開口部を閉止できる設計とする。また、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は現場においても、人力により操作できる設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系は、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>また、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は、常設代替交流</p>

7-4-41

変更前	変更後
<p>3.3.2 可燃性ガス濃度制御系</p> <p>冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素の反応を防止するため、可燃性ガス濃度制御系を設け、原子炉格納容器調気系により原子炉格納容器内に窒素を充填することとあいまって、可燃限界に達しないための制限値である水素濃度 4vol%未満又は酸素濃度 5vol%未満に維持できる設計とする。</p>	<p>電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系の流路として、設計基準対象施設である非常用ガス処理系空気乾燥装置、非常用ガス処理系フィルタ装置、排気筒、原子炉建屋原子炉棟、原子炉建屋大物搬入口及び原子炉建屋エアロック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>3.3.2 可燃性ガス濃度制御系</p> <p>冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素の反応を防止するため、可燃性ガス濃度制御系を設け、原子炉格納容器調気系により原子炉格納容器内に窒素を充填することとあいまって、可燃限界に達しないための制限値である水素濃度 4vol%未満又は酸素濃度 5vol%未満に維持できる設計とする。</p> <p>3.3.3 原子炉建屋水素濃度抑制系</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を設ける設計とする。</p> <p>水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合装置は、運転員の起動操作を必要とせず、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素と酸素を触媒反応によって再結合させることで、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建屋</p>

7-4-42

変更前	変更後
	<p>原子炉棟の水素爆発を防止できる設計とする。また評価に用いる性能を満足し、試験により性能及び耐環境性が確認された型式品を設置する設計とする。静的触媒式水素再結合装置は、原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素が滞留すると想定される原子炉建屋原子炉棟 3 階に設置することとし、静的触媒式水素再結合装置の触媒反応時の高温ガスの排出が重大事故等時の対処に重要な計器・機器に悪影響がないよう離隔距離を設ける設計とする。</p> <p>静的触媒式水素再結合装置の流路として、設計基準対象施設である原子炉建屋原子炉棟、原子炉建屋大物搬入口及び原子炉建屋エアロック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>3.3.4 放射性物質拡散抑制系</p> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、放水設備（大気への拡散抑制設備）及び海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）を設ける設計とする。</p> <p>(1) 放水設備（大気への拡散抑制設備）</p> <p>大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、放水設備（大気への拡散抑制設備）は、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）により海水を取水し、ホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水できる設計とする。大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。</p>

変更前	変更後
	<p>放水設備（大気への拡散抑制設備）に使用するホースの敷設は、ホース延長回収車（台数4（予備1））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を原子炉格納施設のうち「3.3.4 放射性物質拡散抑制系」の設備として兼用）により行う設計とする。</p> <p>(2) 海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）</p> <p>海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）は、シルトフェンス（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.4 放射性物質拡散抑制系」の設備と兼用）で構成する。シルトフェンスは、汚染水が発電所から海洋に流出する4箇所（南側排水路排水柵、タービン補機放水ピット、北側排水路排水柵及び取水口）に設置できる設計とする。</p> <p>シルトフェンスは、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。必要数は、各設置場所に必要な幅に対してシルトフェンスを二重に設置することとし、南側排水路排水柵に1本1組（高さ約5m、幅約5m）として計2本、タービン補機放水ピットに1本1組（高さ約7m、幅約5m）として計2本、北側排水路排水柵に1本1組（高さ約6m、幅約11m）として計2本及び取水口に3本1組（1本あたり高さ約12m、幅約20m）として計6本の合計12本使用する設計とする。また、予備については、破損時のバックアップとして、各設置場所に対して1組の合計6本を保管する。</p>

7-4-44

変更前	変更後
	<p>3.3.5 放射性物質拡散抑制系（航空機燃料火災への泡消火）</p> <p>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できる設備として、放水設備（泡消火設備）を設ける設計とする。</p> <p>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための重大事故等対処設備として、放水設備（泡消火設備）は、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）により泡消火薬剤混合装置を通して、海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを經由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。</p> <p>泡消火薬剤混合装置 1 台の泡消火薬剤の保有量は、必要な容量である 646L に対し余裕をみた 1000L を保管する。</p> <p>泡消火薬剤混合装置は、航空機燃料火災に対応するため、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及び放水砲に接続することで、泡消火薬剤を混合して放水できる設計とする。また、泡消火薬剤混合装置の保有数は、航空機燃料火災に対応するため、1 台と故障時及び保守点検時の予備として 1 台の合計 2 台を保管する。</p> <p>放水設備（泡消火設備）に使用するホースの敷設は、ホース延長回収車（台数 4（予備 1））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を原子炉格納施設のうち「3.3.5 放射性物質拡散抑制系（航空機燃料火災への泡消火）」の設備として兼用）により行う設計とする。</p> <p>3.3.6 可搬型窒素ガス供給系</p> <p>可搬型窒素ガス供給系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、可搬型窒素ガス供給装置を用い</p>

7-4-45

変更前	変更後
	<p>て原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、可搬型窒素ガス供給系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、原子炉格納容器ベント後においても不活性ガス（窒素）で置換できる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備のうち、原子炉格納容器内を不活性化するための設備として、可搬型窒素ガス供給装置を設ける設計とする。</p> <p>可搬型窒素ガス供給装置は、原子炉格納容器内に窒素を供給することで、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を可燃限界未満にできる設計とする。</p> <p>可搬型窒素ガス供給装置は、車両内に搭載された可搬型窒素ガス供給装置発電設備により給電できる設計とする。</p> <p>可搬型窒素ガス供給系の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器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>3.3.7 原子炉格納容器フィルタベント系</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるように、原子炉格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気へ排出するための設備として、原子</p>

7-4-46

変更前	変更後
	<p>炉格納容器フィルタベント系を設ける設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気へ排出するための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ溶液、金属繊維フィルタ、放射性よう素フィルタ）、フィルタ装置出口側ラプチャディスク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 10.0kg/s (1Pd において)）することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素及び酸素を大気に排出できる設計とする。</p> <p>フィルタ装置は 3 台を並列に設置し、排気中に含まれる粒子状放射性物質、ガス状の無機よう素及び有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラバ溶液中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（待機状態において pH13 以上）に維持する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、可搬型窒素ガス供給系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、原子炉格納容器ベント開始後においても不活性ガス（窒素）で置換できる設計とするとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とする</p>

7-4-47

変更前	変更後
	<p>ことで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</p> <p>可搬型窒素ガス供給装置は、車両内に搭載された可搬型窒素ガス供給装置発電設備により給電できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備（個数 4）（原子炉格納施設のうち「3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備を原子炉格納施設のうち「3.3.7 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備として兼用）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、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からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、代替淡水源から、大容量送水ポンプ（タイプ I）によりフィルタ装置にスクラバ溶液を補給できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁に設ける遠隔手動弁操作設備の操作場所は、原子炉建屋付属棟内とし、サプレッションチェンバメント用出口隔離弁（T48-F022）の操作を行う原子炉建屋地下 1 階及びドライウエルベント用出口隔離弁（T48-F019）の操作を行う原子炉建屋地上 1 階に遮蔽体（遠隔手動弁操作設備遮蔽（原子炉格納施設のうち「3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備を原子炉格納施設のうち</p>

7-4-48

変更前	変更後
<p>3.4 原子炉格納容器調気設備</p> <p>3.4.1 原子炉格納容器調気系</p> <p>原子炉格納容器調気系は、水素及び酸素の反応を防止するため、あらかじめ原子炉格納容器内に窒素を充填することにより、水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に保つ設計とする。</p>	<p>「3.3.7 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備として兼用（以下同じ。))を設置し、放射線防護を考慮した設計とする。遠隔手動弁操作設備遮蔽は、炉心の著しい損傷時においても、原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁操作ができるよう、どちらの遮蔽体においても鉛厚さ2mmの遮蔽厚さを有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系に使用するホースの敷設等は、ホース延長回収車（台数4（予備1））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を原子炉格納施設のうち「3.3.7 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備として兼用）により行う設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器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>3.4 原子炉格納容器調気設備</p> <p>3.4.1 原子炉格納容器調気系</p> <p>原子炉格納容器調気系は、水素及び酸素の反応を防止するため、あらかじめ原子炉格納容器内に窒素を充填することにより、水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に保つ設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるように、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により常時不活性化する設計とする。</p>

変更前	変更後
	<p>3.5 圧力逃がし装置</p> <p>3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備のうち、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を設ける設計とする。</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ溶液、金属繊維フィルタ、放射性よう素フィルタ）、フィルタ装置出口側ラプチャディスク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 10.0kg/s（1Pd において））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。</p> <p>フィルタ装置は 3 台を並列に設置し、排気中に含まれる粒子状放射性物質、ガス状の無機よう素及び有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラバ溶液中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（待機状態において pH13 以上）に維持する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、サプレッションチェンバ及びドライウェルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サプレッションチェンバ側からの排気ではサプレッションチェンバ</p>

変更前	変更後
	<p>の水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、ドライウエル床面からの高さを確保するとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、可搬型窒素ガス供給系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、原子炉格納容器ベント開始後においても不活性ガス（窒素）で置換できる設計とするとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は、直列で2個設置（ベント用非常用ガス処理系側隔離弁（T48-F020）と格納容器排気非常用ガス処理系側止め弁（T48-F045）（原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備と兼用）、ベント用換気空調系側隔離弁（T48-F021）と格納容器排気換気空調系側止め弁（T48-F046）（原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備と兼用）、原子炉格納容器耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁（T48-F043）（原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」、原子炉冷却系統施設のうち「4.3 耐圧強化ベント系」の設備と兼用）と原子炉格納容器耐圧強化ベン</p>

7-4-51

変更前	変更後
	<p>ト用連絡配管止め弁 (T48-F044) (原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」、原子炉冷却系統施設のうち「4.3 耐圧強化ベント系」の設備と兼用)) し、原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することで悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系の使用に際しては、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。原子炉格納容器フィルタベント系の使用後に再度、原子炉格納容器内にスプレイする場合においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p>可搬型窒素ガス供給系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、可搬型窒素ガス供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。</p> <p>可搬型窒素ガス供給装置は、車両内に搭載された可搬型窒素ガス供給装置発電設備により給電できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備（個数 4）（原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」、「4.3 耐圧強化ベント系」、原子炉格納施設のうち「3.3.7 原子炉格納容器フィルタベント系」と兼用）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p>

7-4-52

変更前	変更後
	<p>排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、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からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。</p> <p>系統内に設けるフィルタ装置出口側ラプチャディスクは、原子炉格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、代替淡水源から、大容量送水ポンプ（タイプ I）により、フィルタ装置にスクラバ溶液を補給できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁に設ける遠隔手動弁操作設備の操作場所は、原子炉建屋付属棟内とし、サプレッションチェンバベント用出口隔離弁（T48-F022）の操作を行う原子炉建屋地下 1 階及びドライウエルベント用出口隔離弁（T48-F019）の操作を行う原子炉建屋地上 1 階に遮蔽体（遠隔手動弁操作設備遮蔽（原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」、原子炉格納施設のうち「3.3.7 原子炉格納容器フィルタベント系」と兼用）（以下同じ。)) を設置し、放射線防護を考慮した設計とする。遠隔手動弁操作設備遮蔽は、炉心の著しい損傷時においても、原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁操作ができるよう、どちらの遮蔽体においても鉛厚さ 2mm の遮蔽厚さを有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系に使用するホースの敷設等は、</p>

変更前	変更後
	<p>ホース延長回収車（台数 4（予備 1））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を原子炉格納施設のうち「3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備として兼用）により行う設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器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>(2) 多重性又は多様性及び独立性、位置的分散</p> <p>代替循環冷却系及び原子炉格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却手段及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。</p> <p>代替循環冷却系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する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からの給電により駆動できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。</p> <p>代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプは原子炉建屋付属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサプレッションチェンバは原子炉建屋</p>

変更前	変更後
	<p>原子炉棟内に設置し、原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側ラプチャディスクは原子炉建屋原子炉棟内の代替循環冷却系と異なる区画に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。</p> <p>3.6 重大事故等の収束に必要な水源</p> <p>設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な水の量を供給するために必要な重大事故等対処設備として、復水貯蔵タンク、サプレッションチェンバ及びほう酸水注入系貯蔵タンクを重大事故等の収束に必要な水源として設ける設計とする。</p> <p>また、これら重大事故等の収束に必要な水源とは別に、代替淡水源として淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）を設ける設計とする。</p> <p>また、淡水が枯渇した場合に、海を水源として利用できる設計とする。</p>

変更前	変更後
	<p>復水貯蔵タンクは、想定される重大事故等時において、原子炉压力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイに使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である高压代替注水系、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の水源として使用できる設計とする。</p> <p>サプレッションチェンバ（容量 2800m³、個数 1）は、想定される重大事故等時において、原子炉压力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイに使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である代替循環冷却系及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）の水源として使用できる設計とする。</p> <p>ほう酸水注入系貯蔵タンクは、想定される重大事故等時において、原子炉压力容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段であるほう酸水注入系の水源として使用できる設計とする。</p> <p>代替淡水源である淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）は、想定される重大事故等時において、原子炉压力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイに使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低压代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系への水補給及び原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の水源として使用できる設計とする。</p>

変更前	変更後
<p>3.5 設備の共用</p> <p>液体窒素蒸発装置（第2, 3号機共用）は、第3号機と共用するが、各号機に必要な容量を確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離でき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>海は、想定される重大事故等時において、淡水が枯渇した場合に、原子炉压力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイに使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）及び原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の水源として、更に、放水設備（大気への拡散抑制設備）及び放水設備（泡消火設備）の水源として利用できる設計とする。</p> <p>3.7 設備の共用</p> <p>液体窒素蒸発装置（第2, 3号機共用）は、第3号機と共用するが、各号機に必要な容量を確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離でき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>4. 主要対象設備</p> <p>原子炉格納施設の対象となる主要な設備について、「表1 原子炉格納施設の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>4. 主要対象設備</p> <p>原子炉格納施設の対象となる主要な設備について、「表1 原子炉格納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 原子炉格納施設の兼用設備リスト」に示す。</p>

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(1/42)

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 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		名称	設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
					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
原子炉格納容器	—	原子炉格納容器本体	—	原子炉格納容器	S	格納容器	—	変更なし	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
	—	機器搬出入口	—	機器搬出入用ハッチ	S	格納容器	—	変更なし	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
				逃がし安全弁搬出入口	S	格納容器	—	変更なし	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
				制御棒駆動機構搬出入口	S	格納容器	—	変更なし	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
				サブプレッションチェンバ出入口	S	格納容器	—	変更なし	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
	—	エアロック	—	所員用エアロック	S	格納容器	—	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及び電気配線貫通部	配管貫通部	原子炉格納容器配管貫通部(X-5)	S	格納容器	—	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-10A)	S	格納容器	—	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-10B)	S	格納容器	—	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-10C)	S	格納容器	—	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-10D)	S	格納容器	—	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-11)	S	格納容器	—	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-12A)	S	格納容器	—	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-12B)	S	格納容器	—	変更なし	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2					

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(2/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後			
				設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
				名称	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	名称	耐震重要度分類	機器クラス
原子炉格納容器	-	原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	配管貫通部	原子炉格納容器配管貫通部(X-13A)	S	格納容器	-	-	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-13B)	S	格納容器	-	-	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-14)	S	格納容器	-	-	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-20)	S	格納容器	-	-	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-21)	S	格納容器	-	-	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)	S	格納容器	-	-	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-30A)	S	格納容器	-	-	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-30B)	S	格納容器	-	-	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-31A)	S	格納容器	-	-	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-31B)	S	格納容器	-	-	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-31C)	S	格納容器	-	-	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-32A)	S	格納容器	-	-	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-32B)	S	格納容器	-	-	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-33A)	S	格納容器	-	-	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-33B)	S	格納容器	-	-	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-34)	S	格納容器	-	-	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2				

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(3/42)

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 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		名称	設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
					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
原子炉格納容器	-	原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	配管貫通部	原子炉格納容器配管貫通部(X-35)	S	格納容器	-	変更なし	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-36)	S	格納容器	-	変更なし	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-37)	S	格納容器	-	変更なし	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-50)	S	格納容器	-	変更なし	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-51)	S	格納容器	-	変更なし	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-52)	S	格納容器	-	変更なし	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-60)	S	格納容器	-	変更なし	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-61A)	S	格納容器	-	変更なし	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-61B)	S	格納容器	-	変更なし	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-62A)	S	格納容器	-	変更なし	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-62B)	S	格納容器	-	変更なし	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-63)	S	格納容器	-	変更なし	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-64)	S	格納容器	-	変更なし	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-70)	S	格納容器	-	変更なし	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-71)	S	格納容器	-	変更なし	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-72A)	S	格納容器	-	変更なし	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2						

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(4/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後			
				設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
				名称	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	名称	耐震重要度分類	機器クラス
原子炉格納容器	-	原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	配管貫通部	原子炉格納容器配管貫通部(X-72B)	S	格納容器	-	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-73)	S	格納容器	-	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-80)	S	格納容器	-	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-81)	S	格納容器	-	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-82A)	S	格納容器	-	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-82B)	S	格納容器	-	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-90)	S	格納容器	-	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-91)	S	格納容器	-	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-92)	S	格納容器	-	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-93)	S	格納容器	-	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-106B)	S	格納容器	-	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-130A)	S	格納容器	-	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-130B)	S	格納容器	-	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-130C)	S	格納容器	-	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-130D)	S	格納容器	-	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-131)	S	格納容器	-	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2					

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(5/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後			
				設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
				名称	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	名称	耐震重要度分類	機器クラス
原子炉格納容器	-	原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	配管貫通部	原子炉格納容器配管貫通部(X-132A)	S	格納容器	-	-	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-132B)	S	格納容器	-	-	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-132C)	S	格納容器	-	-	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-132D)	S	格納容器	-	-	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-133A)	S	格納容器	-	-	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-133B)	S	格納容器	-	-	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-133C)	S	格納容器	-	-	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-133D)	S	格納容器	-	-	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-134A)	S	格納容器	-	-	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-134B)	S	格納容器	-	-	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-134C)	S	格納容器	-	-	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-134D)	S	格納容器	-	-	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-135A)	S	格納容器	-	-	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-135B)	S	格納容器	-	-	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-135C)	S	格納容器	-	-	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-135D)	S	格納容器	-	-	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2				

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(6/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後			
				設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
				名称	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	名称	耐震重要度分類	機器クラス
原子炉格納容器	-	原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	配管貫通部	原子炉格納容器配管貫通部(X-136A)	S	格納容器	-	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-136B)	S	格納容器	-	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-137A)	S	格納容器	-	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-137B)	S	格納容器	-	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-137C)	S	格納容器	-	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-137D)	S	格納容器	-	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-138)	S	格納容器	-	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-139A)	S	格納容器	-	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-139B)	S	格納容器	-	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-140A)	S	格納容器	-	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-140B)	S	格納容器	-	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-150)	S	格納容器	-	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-151A)	S	格納容器	-	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-151B)	S	格納容器	-	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-152A)	S	格納容器	-	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-152B)	S	格納容器	-	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2					

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(7/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後			
				設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
				名称	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	名称	耐震重要度分類	機器クラス
原子炉格納容器	-	原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	配管貫通部	原子炉格納容器配管貫通部(X-152C)	S	格納容器	-	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-152D)	S	格納容器	-	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-153)	S	格納容器	-	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-154)	S	格納容器	-	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-155)	S	格納容器	-	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-160A)	S	格納容器	-	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-160B)	S	格納容器	-	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-160C)	S	格納容器	-	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-160D)	S	格納容器	-	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-161)	S	格納容器	-	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-190A)	S	格納容器	-	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-190B)	S	格納容器	-	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-191A)	S	格納容器	-	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-191B)	S	格納容器	-	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-205A)	S	格納容器	-	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-205B)	S	格納容器	-	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2					

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(8/42)

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 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		名称	設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
					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
原子炉格納容器	-	原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	配管貫通部	原子炉格納容器配管貫通部(X-212)	S	格納容器	-	変更なし	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-213A)	S	格納容器	-	変更なし	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-213B)	S	格納容器	-	変更なし	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-214A)	S	格納容器	-	変更なし	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-214B)	S	格納容器	-	変更なし	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-214C)	S	格納容器	-	変更なし	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-215A)	S	格納容器	-	変更なし	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-215B)	S	格納容器	-	変更なし	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-217)	S	格納容器	-	変更なし	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-218)	S	格納容器	-	変更なし	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-219)	S	格納容器	-	変更なし	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-220)	S	格納容器	-	変更なし	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-221)	S	格納容器	-	変更なし	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-222)	S	格納容器	-	変更なし	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-223)	S	格納容器	-	変更なし	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2						

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(9/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後			
				設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
				名称	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	名称	耐震重要度分類	機器クラス
原子炉格納容器	-	原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	配管貫通部	原子炉格納容器配管貫通部(X-230)	S	格納容器	-	-	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-231)	S	格納容器	-	-	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-232A)	S	格納容器	-	-	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-232B)	S	格納容器	-	-	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-233)	S	格納容器	-	-	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-240)	S	格納容器	-	-	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-241)	S	格納容器	-	-	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-242)	S	格納容器	-	-	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-243)	S	格納容器	-	-	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-260A)	S	格納容器	-	-	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-260B)	S	格納容器	-	-	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-261A)	S	格納容器	-	-	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-261B)	S	格納容器	-	-	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-262A)	S	格納容器	-	-	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-262B)	S	格納容器	-	-	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-263)	S	格納容器	-	-	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2				

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(10/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後			
				設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
				名称	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	名称	耐震重要度分類	機器クラス
原子炉格納容器	-	原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	配管貫通部	原子炉格納容器配管貫通部(X-270A)	S	格納容器	-	-	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-270B)	S	格納容器	-	-	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-270C)	S	格納容器	-	-	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-270D)	S	格納容器	-	-	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-270E)	S	格納容器	-	-	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-270F)	S	格納容器	-	-	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-271A)	S	格納容器	-	-	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-271B)	S	格納容器	-	-	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-272A)	S	格納容器	-	-	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-272B)	S	格納容器	-	-	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-272C)	S	格納容器	-	-	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-272D)	S	格納容器	-	-	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-272E)	S	格納容器	-	-	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-272F)	S	格納容器	-	-	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-280)	S	格納容器	-	-	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-281)	S	格納容器	-	-	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2				

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(11/42)

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 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		名称	設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
					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
原子炉格納容器	—	原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	電気配線貫通部	原子炉格納容器電気配線貫通部(X-100A)	S	格納容器	—	変更なし	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
				原子炉格納容器電気配線貫通部(X-100B)	S	格納容器	—	変更なし	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
				原子炉格納容器電気配線貫通部(X-100C)	S	格納容器	—	変更なし	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
				原子炉格納容器電気配線貫通部(X-100D)	S	格納容器	—	変更なし	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
				原子炉格納容器電気配線貫通部(X-101A)	S	格納容器	—	変更なし	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
				原子炉格納容器電気配線貫通部(X-101B)	S	格納容器	—	変更なし	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
				原子炉格納容器電気配線貫通部(X-101C)	S	格納容器	—	変更なし	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
				原子炉格納容器電気配線貫通部(X-101D)	S	格納容器	—	変更なし	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
				原子炉格納容器電気配線貫通部(X-102A)	S	格納容器	—	変更なし	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
				原子炉格納容器電気配線貫通部(X-102B)	S	格納容器	—	変更なし	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
				原子炉格納容器電気配線貫通部(X-102C)	S	格納容器	—	変更なし	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
				原子炉格納容器電気配線貫通部(X-102D)	S	格納容器	—	変更なし	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
				原子炉格納容器電気配線貫通部(X-102E)	S	格納容器	—	変更なし	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
				原子炉格納容器電気配線貫通部(X-103A)	S	格納容器	—	変更なし	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
				原子炉格納容器電気配線貫通部(X-103B)	S	格納容器	—	変更なし	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(12/42)

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 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		名称	設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
					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
原子炉格納容器	-	原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	電気配線貫通部	原子炉格納容器電気配線貫通部(X-103C)	S	格納容器	-	-	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
				原子炉格納容器電気配線貫通部(X-104A)	S	格納容器	-	-	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
				原子炉格納容器電気配線貫通部(X-104B)	S	格納容器	-	-	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
				原子炉格納容器電気配線貫通部(X-104C)	S	格納容器	-	-	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
				原子炉格納容器電気配線貫通部(X-104D)	S	格納容器	-	-	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
				原子炉格納容器電気配線貫通部(X-105A)	S	格納容器	-	-	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
				原子炉格納容器電気配線貫通部(X-105B)	S	格納容器	-	-	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
				原子炉格納容器電気配線貫通部(X-105C)	S	格納容器	-	-	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
				原子炉格納容器電気配線貫通部(X-105D)	S	格納容器	-	-	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
				原子炉格納容器電気配線貫通部(X-106A)	S	格納容器	-	-	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
				原子炉格納容器電気配線貫通部(X-250A)	S	格納容器	-	-	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
				原子炉格納容器電気配線貫通部(X-250B)	S	格納容器	-	-	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
原子炉建屋	-	原子炉建屋原子炉棟	-	原子炉建屋原子炉棟(二次格納施設)	S	-	-	-	変更なし	常設/緩和	-		
		機器搬出入口		原子炉建屋大物搬入口	S	-	-	-	変更なし	常設/緩和	-		

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(13/42)

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 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		名称	設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
					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
原子炉建屋	-	エアロック	-	原子炉建屋エアロック	S	-	-	変更なし		常設/緩和	-		
		原子炉建屋基礎スラブ		原子炉建屋基礎版 ^(注2)	-	-	-	変更なし		-			
圧力低減設備その他の安全設備	-	真空破壊装置	-	真空破壊弁	S	-	-	変更なし		常設耐震/防止 常設/緩和	-		
		ダウンカメラ		ダウンカメラ	S	クラス2	-	変更なし		常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
		ベント管		ベント管	S	格納容器	-	変更なし		常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
				ベント管ベローズ	S	格納容器	-	変更なし		常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
		ベントヘッド		ベントヘッド	S	クラス2	-	変更なし		常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
	原子炉格納容器安全設備	-	原子炉格納容器安全設備	主配管	ドライウェルスブレイ管	S	クラス2	-	変更なし		常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	
					サブプレッションチェンバスブレイ管	S	クラス2	-	変更なし		常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	
	原子炉格納容器下部注水系	-	原子炉格納容器安全設備	ポンプ	-				復水移送ポンプ	-	-	常設/緩和	SAクラス2
					-				大容量送水ポンプ(タイプI)	-	-	可搬/緩和	SAクラス3
					-				代替循環冷却ポンプ	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				容器	-				復水貯蔵タンク	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				ろ過装置	-				残留熱除去系ストレーナ(A)	-	-	常設/緩和	SAクラス2

7-4-70

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(14/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後				
				設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		
				名称	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	名称	耐震重要度分類	機器クラス	設備分類
圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器下部注水系	原子炉格納容器安全設備	安全弁及び逃がし弁	-	-	-	-	E11-F048A	-	-	常設/緩和	-
				-	-	-	-	E11-F084	-	-	常設/緩和	-
				-	-	-	-	E11-F085	-	-	常設/緩和	-
		主配管	-	-	-	-	-	復水貯蔵タンク～E22-F014	-	-	常設/緩和	SAクラス2
			-	-	-	-	-	E22-F014～補給水よりの第一アンカ	-	-	常設/緩和	SAクラス2
			-	-	-	-	-	補給水よりの第一アンカ～復水貯蔵タンク出口配管分岐点	-	-	常設/緩和	SAクラス2
			-	-	-	-	-	復水貯蔵タンク出口配管分岐点～低圧代替注水系吸込配管分岐点	-	-	常設/緩和	SAクラス2
			-	-	-	-	-	低圧代替注水系吸込配管分岐点～P13-F072	-	-	常設/緩和	SAクラス2
			-	-	-	-	-	P13-F072～補給水系配管合流点	-	-	常設/緩和	SAクラス2
			-	-	-	-	-	補給水系配管合流点～復水移送ポンプ	-	-	常設/緩和	SAクラス2
			-	-	-	-	-	復水移送ポンプ～低圧代替注水系注入配管分岐点	-	-	常設/緩和	SAクラス2
			-	-	-	-	-	低圧代替注水系注入配管分岐点～低圧代替注水系注入配管B系分岐点	-	-	常設/緩和	SAクラス2
			-	-	-	-	-	低圧代替注水系注入配管B系分岐点～低圧代替注水系注入配管合流点2	-	-	常設/緩和	SAクラス2

7-4-71

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(15/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後				
				設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		名称	設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
				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
7-4-72 圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器下部注水系	原子炉格納容器安全設備	主配管	-	-	-	-	低圧代替注水系注入配管合流点2～原子炉格納容器下部注水系注入配管分岐点	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	原子炉格納容器下部注水系注入配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-92)	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-92)	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-92)～原子炉格納容器下部注水配管開放端	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	残留熱除去系ストレーナ(A)～原子炉格納容器配管貫通部(X-214A)	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-214A)	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-214A)～サブプレッションチェンバ出口配管A系合流点	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	サブプレッションチェンバ出口配管A系合流点～代替循環冷却系吸込配管分岐点	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	代替循環冷却系吸込配管分岐点～代替循環冷却ポンプ	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	代替循環冷却ポンプ～代替循環冷却系注入配管合流点	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	代替循環冷却系注入配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	残留熱除去系熱交換器(A)～残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点	-	-	常設/緩和	SAクラス2
-	-	-	-	残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点	-	-	常設/緩和	SAクラス2				

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(16/42)

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 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		名称	設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
					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
圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器下部注水系	原子炉格納容器安全設備	主配管	-	-	-	-	残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
				-	-	-	-	残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点～E11-F088	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
				-	-	-	-	E11-F088～低圧代替注水系注入配管合流点2	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
				-	-	-	-	原子炉・格納容器下部注水接続口(北)～低圧代替注水系注入配管A系分岐点	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
				-	-	-	-	原子炉格納容器下部注水注入配管分岐点～低圧代替注水系注入配管A系分岐点	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
				-	-	-	-	原子炉・格納容器下部注水接続口(東)～低圧代替注水系注入配管合流点1	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
				-	-	-	-	取水用ホース(250A:5m, 10m, 20m)	-	-	可搬/緩和	SAクラス3	
				-	-	-	-	送水用ホース(300A:2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	-	-	可搬/緩和	SAクラス3	
				-	-	-	-	注水用ヘッダ	-	-	可搬/緩和	SAクラス3	
				-	-	-	-	送水用ホース(150A:1m, 2m, 5m, 10m, 20m)	-	-	可搬/緩和	SAクラス3	
	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系	原子炉格納容器安全設備	ポンプ	-	-	-	-	復水移送ポンプ	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	
				-	-	-	-	大容量送水ポンプ(タイプI)	-	-	可搬/防止 可搬/緩和	SAクラス3	
			容器	-	-	-	-	復水貯蔵タンク	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	
			ろ過装置	-	-	-	-	可搬型ストレーナ	-	-	可搬/防止 可搬/緩和	SAクラス3	

7-4-73

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(17/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後				
				設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		名称	設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
				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
7-4-74 圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系	原子炉格納容器安全設備	主配管	-	-	-	-	復水貯蔵タンク～E22-F014	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2
				-	-	-	-	E22-F014～補給水よりの第一アンカ	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2
				-	-	-	-	補給水よりの第一アンカ～復水貯蔵タンク出口配管分岐点	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2
				-	-	-	-	復水貯蔵タンク出口配管分岐点～低圧代替注水系吸込配管分岐点	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2
				-	-	-	-	低圧代替注水系吸込配管分岐点～P13-F072	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2
				-	-	-	-	P13-F072～補給水系配管合流点	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2
				-	-	-	-	補給水系配管合流点～復水移送ポンプ	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2
				-	-	-	-	復水移送ポンプ～低圧代替注水系注入配管分岐点	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2
				-	-	-	-	低圧代替注水系注入配管分岐点～低圧代替注水系注入配管 B 系分岐点	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2
				-	-	-	-	低圧代替注水系注入配管 B 系分岐点～低圧代替注水系注入配管合流点 2	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2
				-	-	-	-	低圧代替注水系注入配管合流点 2～原子炉格納容器下部注水系注入配管分岐点	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2
				-	-	-	-	原子炉格納容器下部注水系注入配管分岐点～低圧代替注水系注入配管 A 系分岐点	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2
				-	-	-	-	低圧代替注水系注入配管 A 系分岐点～E11-F041	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2
				-	-	-	-	E11-F041～低圧代替注水系 A 系注入配管合流点	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2
-	-	-	-	ドライウエルスプレイ注入配管 A 系分岐点～低圧代替注水系 A 系注入配管合流点	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2				

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(18/42)

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 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		名称	設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
				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
7-4-75 圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系	原子炉格納容器安全設備	主配管	-	-	-	-	ドライウェルスプレイ注入配管 A 系分岐点～原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 A 系注入配管合流点	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2
				-	-	-	-	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 A 系注入配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-30A)	-	-	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-30A)	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2
				-	-	-	-	ドライウェルスプレイ管	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2
				-	-	-	-	低圧代替注水系注入配管 B 系分岐点～E11-F026B	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2
				-	-	-	-	E11-F026B～低圧代替注水系 B 系注入配管合流点	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2
				-	-	-	-	ドライウェルスプレイ注入配管 B 系分岐点～低圧代替注水系 B 系注入配管合流点	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2
				-	-	-	-	ドライウェルスプレイ注入配管 B 系分岐点～原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 B 系注入配管合流点	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2
				-	-	-	-	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 B 系注入配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-30B)	-	-	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-30B)	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2
				-	-	-	-	格納容器スプレイ接続口(北)～原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 A 系注入配管合流点	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2
				-	-	-	-	格納容器スプレイ接続口(東)～原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 B 系注入配管合流点	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2
				-	-	-	-	取水用ホース (250A : 5m, 10m, 20m)	-	-	可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3
-	-	-	-	送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	-	-	可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3				

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(19/42)

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 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		名称	設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
					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
7-4-76 圧力低減設備その他の安全設備	器代替スプレイ冷却系	原子炉格納容器安全設備	主配管	-	-	-	-	注水用ヘッダ	-	-	可搬/防止可搬/緩和	SAクラス3	
				-	-	-	-	送水用ホース(150A: 1m, 2m, 5m, 10m, 20m)	-	-	可搬/防止可搬/緩和	SAクラス3	
	代替循環冷却系	原子炉格納容器安全設備	熱交換器	-	-	-	-	残留熱除去系熱交換器(A)	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
			ポンプ	-	-	-	-	代替循環冷却ポンプ	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
			ろ過装置	-	-	-	-	残留熱除去系ストレーナ(A)	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
			安全弁及び迷がし弁	-	-	-	-	E11-F084	-	-	常設/緩和	-	
				-	-	-	-	E11-F085	-	-	常設/緩和	-	
				-	-	-	-	E11-F048A	-	-	常設/緩和	-	
				-	-	-	-	E11-F048B	-	-	常設/緩和	-	
			主配管	-	-	-	-	残留熱除去系ストレーナ(A)～原子炉格納容器配管貫通部(X-214A)	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
				-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-214A)	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
				-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-214A)～サブプレッションチェンバ出口配管A系合流点	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
				-	-	-	-	サブプレッションチェンバ出口配管A系合流点～代替循環冷却系吸込配管分岐点	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
				-	-	-	-	代替循環冷却系吸込配管分岐点～代替循環冷却ポンプ	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
			-	-	-	-	-	代替循環冷却ポンプ～代替循環冷却系注入配管合流点	-	-	常設/緩和	SAクラス2	

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(20/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後				
				設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		
				名称	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	名称	耐震重要度分類	機器クラス	設備分類
7-4-77 圧力低減設備その他の安全設備	代替循環冷却系	原子炉格納容器 安全設備	主配管	-	-	-	-	代替循環冷却系注入配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	残留熱除去系熱交換器(A)～残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点～原子炉停止時冷却モードA系注入配管分岐点	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	原子炉停止時冷却モードA系注入配管分岐点～ドライウエルスブレイ注入配管A系分岐点	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	ドライウエルスブレイ注入配管A系分岐点～原子炉格納容器代替スブレイ冷却系A系注入配管合流点	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	原子炉格納容器代替スブレイ冷却系A系注入配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部(X-30A)	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-30A)	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	ドライウエルスブレイ管	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点～E11-F088	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	E11-F088～低圧代替注水系注入配管合流点2	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	低圧代替注水系注入配管B系分岐点～低圧代替注水系注入配管合流点2	-	-	常設/緩和	SAクラス2
-	-	-	-	低圧代替注水系注入配管B系分岐点～E11-F026B	-	-	常設/緩和	SAクラス2				

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(21/42)

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 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		名称	設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
					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
圧力低減設備その他の安全設備	代替循環冷却系	原子炉格納容器安全設備	主配管	-	-	-	-	E11-F026B～低圧代替注水系 B 系注入配管合流点	-	-	常設/緩和	SA クラス 2	
				-	-	-	-	低圧代替注水系 B 系注入配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-31B)	-	-	常設/緩和	SA クラス 2	
				-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部 (X-31B)	-	-	常設/緩和	SA クラス 2	
				-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部 (X-31B)～原子炉压力容器	-	-	常設/緩和	SA クラス 2	
				-	-	-	-	ドライウェルズプレイ注入配管 A 系分岐点～低圧代替注水系 A 系注入配管合流点	-	-	常設/緩和	SA クラス 2	
				-	-	-	-	低圧代替注水系 A 系注入配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-31A)	-	-	常設/緩和	SA クラス 2	
				-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部 (X-31A)	-	-	常設/緩和	SA クラス 2	
				-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部 (X-31A)～原子炉压力容器	-	-	常設/緩和	SA クラス 2	
	高圧代替注水系	原子炉格納容器安全設備	ポンプ	-	-	-	-	高圧代替注水系タービンポンプ	-	-	常設/緩和	SA クラス 2	
			容器	-	-	-	-	復水貯蔵タンク	-	-	常設/緩和	SA クラス 2	
			主配管	-	-	-	-	原子炉压力容器～原子炉隔離時冷却系蒸気配管分岐点	-	-	常設/緩和	SA クラス 2	
-	-	-		-	原子炉隔離時冷却系蒸気配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-36)	-	-	常設/緩和	SA クラス 2				

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(22/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後				
				設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		
				名称	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	名称	耐震重要度分類	機器クラス	設備分類
7-4-79 圧力低減設備その他の安全設備	高圧代替注水系	原子炉格納容器 安全設備	主配管	-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-36)	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-36)～ 原子炉格納容器外側アンカ	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	原子炉格納容器外側アンカ～高圧代 替注水系蒸気入口配管分岐点	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	高圧代替注水系蒸気入口配管分岐点 ～高圧代替注水系タービンポンプ	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	高圧代替注水系タービンポンプ～原 子炉隔離時冷却系タービン排気配管 合流点	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	原子炉隔離時冷却系タービン排気配 管合流点～原子炉格納容器配管貫通 部(X-222)	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-222)	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-222) ～原子炉隔離時冷却系スパージャ	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	復水貯蔵タンク～E22-F014	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	E22-F014～補給水よりの第一アンカ	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	補給水よりの第一アンカ～復水貯蔵 タンク出口配管分岐点	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	復水貯蔵タンク出口配管分岐点～低 圧代替注水系吸込配管分岐点	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	低圧代替注水系吸込配管分岐点～高 圧代替注水系吸込配管分岐点	-	-	常設/緩和	SAクラス2
-	-	-	-	高圧代替注水系吸込配管分岐点～高 圧代替注水系タービンポンプ	-	-	常設/緩和	SAクラス2				

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(23/42)

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 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		名称	設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
					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
圧力低減設備その他の安全設備	高圧代替注水系	原子炉格納容器安全設備	主配管	—	—	—	—	高圧代替注水系タービンポンプ～高圧代替注水系注入配管合流点	—	—	常設/緩和	SAクラス2	
				—	—	—	—	高圧代替注水系注入配管合流点～原子炉冷却材浄化系A系注入配管合流点	—	—	常設/緩和	SAクラス2	
				—	—	—	—	原子炉冷却材浄化系A系注入配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部(X-12A)	—	—	常設/緩和	SAクラス2	
				—	—	—	—	原子炉格納容器配管貫通部(X-12A)	—	—	常設/緩和	SAクラス2	
				—	—	—	—	原子炉格納容器配管貫通部(X-12A)～原子炉压力容器	—	—	常設/緩和	SAクラス2	
	低圧代替注水系	原子炉格納容器安全設備	ポンプ	—	—	—	—	復水移送ポンプ	—	—	常設/緩和	SAクラス2	
				—	—	—	—	大容量送水ポンプ(タイプI)	—	—	可搬/緩和	SAクラス3	
			容器	—	—	—	—	復水貯蔵タンク	—	—	常設/緩和	SAクラス2	
				—	—	—	—	復水貯蔵タンク～E22-F014	—	—	常設/緩和	SAクラス2	
			主配管	—	—	—	—	E22-F014～補給水よりの第一アンカ	—	—	常設/緩和	SAクラス2	
				—	—	—	—	補給水よりの第一アンカ～復水貯蔵タンク出口配管分岐点	—	—	常設/緩和	SAクラス2	
				—	—	—	—	復水貯蔵タンク出口配管分岐点～低圧代替注水系吸込配管分岐点	—	—	常設/緩和	SAクラス2	
				—	—	—	—						
				—	—	—	—						

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(24/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後				
				設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		
				名称	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	名称	耐震重要度分類	機器クラス	設備分類
圧力低減設備その他の安全設備	低圧代替注水系	原子炉格納容器安全設備	主配管	-	-	-	-	低圧代替注水系吸込配管分岐点～P13-F072	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	P13-F072～補給水系配管合流点	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	補給水系配管合流点～復水移送ポンプ	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	復水移送ポンプ～低圧代替注水系注入配管分岐点	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	低圧代替注水系注入配管分岐点～低圧代替注水系注入配管B系分岐点	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	低圧代替注水系注入配管B系分岐点～低圧代替注水系注入配管合流点2	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	低圧代替注水系注入配管合流点2～原子炉格納容器下部注水系注入配管分岐点	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	原子炉格納容器下部注水系注入配管分岐点～低圧代替注水系注入配管A系分岐点	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	低圧代替注水系注入配管A系分岐点～E11-F041	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	E11-F041～低圧代替注水系A系注入配管合流点	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	低圧代替注水系A系注入配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部(X-31A)	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-31A)	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-31A)～原子炉压力容器	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	低圧代替注水系注入配管B系分岐点～E11-F026B	-	-	常設/緩和	SAクラス2

7-4-81

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(25/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後				
				設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		
				名称	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	名称	耐震重要度分類	機器クラス	設備分類
圧力低減設備その他の安全設備	低圧代替注水系	原子炉格納容器安全設備	主配管	-	-	-	-	E11-F026B～低圧代替注水系B系注入配管合流点	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	低圧代替注水系B系注入配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部(X-31B)	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-31B)	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-31B)～原子炉压力容器	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	原子炉・格納容器下部注水接続口(北)～低圧代替注水系注入配管A系分岐点	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	原子炉・格納容器下部注水接続口(東)～低圧代替注水系注入配管合流点1	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	取水用ホース(250A:5m, 10m, 20m)	-	-	可搬/緩和	SAクラス3
				-	-	-	-	送水用ホース(300A:2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	-	-	可搬/緩和	SAクラス3
				-	-	-	-	注水用ヘッダ	-	-	可搬/緩和	SAクラス3
				-	-	-	-	送水用ホース(150A:1m, 2m, 5m, 10m, 20m)	-	-	可搬/緩和	SAクラス3
	ほう酸水注入系	原子炉格納容器安全設備	ポンプ	-	-	-	-	ほう酸水注入系ポンプ	-	-	常設/緩和	SAクラス2
容器			-	-	-	-	ほう酸水注入系貯蔵タンク	-	-	常設/緩和	SAクラス2	

7-4-82

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(26/42)

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 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		名称	設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
					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
圧力低減設備その他の安全設備	ほう酸水注入系	原子炉格納容器安全設備	安全弁及び逃がし弁	—	—	—	—	C41-F003A, B	—	—	常設/緩和	—	
				—	—	—	—	C41-F022	—	—	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	—	—	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)	—	—	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/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)	—	—	常設/緩和	SAクラス2		
	原子炉格納容器安全設備	熱交換器	—	—	—	—	残留熱除去系熱交換器(A)	—	—	常設/防止(DB拡張)	SAクラス2		
			—	—	—	—	残留熱除去系熱交換器(B)	—	—	常設/防止(DB拡張)	SAクラス2		
		ポンプ	—	—	—	—	残留熱除去系ポンプ(A), (B)	—	—	常設/防止(DB拡張)	SAクラス2		
		ろ過装置	—	—	—	—	残留熱除去系ストレーナ(A)	—	—	常設/防止(DB拡張)	SAクラス2		
			—	—	—	—	残留熱除去系ストレーナ(B)	—	—	常設/防止(DB拡張)	SAクラス2		
		安全弁及び逃がし弁	—	—	—	—	E11-F048A	—	—	常設/防止(DB拡張)	—		
			—	—	—	—	E11-F048B	—	—	常設/防止(DB拡張)	—		
		主配管	—	—	—	—	残留熱除去系ストレーナ(A)～原子炉格納容器配管貫通部(X-214A)	—	—	常設/防止(DB拡張)	SAクラス2		

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(27/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後				
				設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		
				名称	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	名称	耐震重要度分類	機器クラス	設備分類
7-4-84 圧力低減設備その他の安全設備	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)	原子炉格納容器安全設備	主配管	-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-214A)	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2
				-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-214A)～サブプレッションチェンバ出口配管A系合流点	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2
				-	-	-	-	サブプレッションチェンバ出口配管A系合流点～代替循環冷却系吸込配管分岐点	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2
				-	-	-	-	残留熱除去系ポンプ(A)～代替循環冷却系注入配管合流点	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2
				-	-	-	-	代替循環冷却系注入配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2
				-	-	-	-	残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2
				-	-	-	-	残留熱除去系熱交換器(A)～残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2
				-	-	-	-	残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2
				-	-	-	-	残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点～原子炉停止時冷却モードA系注入配管分岐点	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2
				-	-	-	-	原子炉停止時冷却モードA系注入配管分岐点～ドライウエルスプレイ注入配管A系分岐点	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2
				-	-	-	-	ドライウエルスプレイ注入配管A系分岐点～原子炉格納容器代替スプレイ冷却系A系注入配管合流点	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2
				-	-	-	-	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系A系注入配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部(X-30A)	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2
				-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-30A)	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(28/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後									
				設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)							
				名称	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	名称	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				
7-4-85 圧力低減設備その他の安全設備	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)	原子炉格納容器安全設備	主配管	-	-	-	-	-	-	ドライウェルスプレイ管	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2			
				-	-	-	-	-	-	-	-	原子炉停止時冷却モード A 系注入配管分岐点～サブプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	
				-	-	-	-	-	-	-	-	-	サブプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点～サブプレッションチェンバスプレイ注入配管 A 系分岐点	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2
				-	-	-	-	-	-	-	-	-	サブプレッションチェンバスプレイ注入配管 A 系分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-213A)	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2
				-	-	-	-	-	-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-213A)	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2
				-	-	-	-	-	-	-	-	-	サブプレッションチェンバスプレイ管	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2
				-	-	-	-	-	-	-	-	-	残留熱除去系ストレーナ(B)～原子炉格納容器配管貫通部(X-214B)	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2
				-	-	-	-	-	-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-214B)	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2
				-	-	-	-	-	-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-214B)～サブプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2
				-	-	-	-	-	-	-	-	-	サブプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点～残留熱除去系ポンプ(B)	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2
				-	-	-	-	-	-	-	-	-	残留熱除去系ポンプ(B)～残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐点	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2
				-	-	-	-	-	-	-	-	-	残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(B)	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2
				-	-	-	-	-	-	-	-	-	残留熱除去系熱交換器(B)～残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管合流点	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(29/42)

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 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		名称	設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
					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
圧力低減設備その他の安全設備	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)	原子炉格納容器安全設備	主配管	-	-	-	-	残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管合流点～原子炉停止時冷却モードB系注入配管分岐点	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	
				-	-	-	-	原子炉停止時冷却モードB系注入配管分岐点～ドライウエルスブレイ注入配管B系分岐点	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	
				-	-	-	-	ドライウエルスブレイ注入配管B系分岐点～原子炉格納容器代替スプレイ冷却系B系注入配管合流点	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	
				-	-	-	-	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系B系注入配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部(X-30B)	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	
				-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-30B)	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	
				-	-	-	-	原子炉停止時冷却モードB系注入配管分岐点～サブプレッションプール水冷却モードB系戻り配管分岐点	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	
				-	-	-	-	サブプレッションプール水冷却モードB系戻り配管分岐点～サブプレッションチェンバスブレイ注入配管B系分岐点	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	
				-	-	-	-	サブプレッションチェンバスブレイ注入配管B系分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-213B)	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	
				-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-213B)	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	
	残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)	原子炉格納容器安全設備	熱交換器	-	-	-	-	残留熱除去系熱交換器(A)	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	
				-	-	-	-	残留熱除去系熱交換器(B)	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	
			ポンプ	-	-	-	-	残留熱除去系ポンプ(A), (B)	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	
				ろ過装置	-	-	-	-	残留熱除去系ストレーナ(A)	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2
			-		-	-	-	残留熱除去系ストレーナ(B)	-	-	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	

7-4-86

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(30/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後				
				設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		
				名称	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	名称	耐震重要度分類	機器クラス	設備分類
圧力低減設備その他の安全設備	残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)	原子炉格納容器安全設備	安全弁及び逃がし弁	—	—	—	—	E11-F048A	—	—	常設/防止(DB 拡張)	—
				—	—	—	—	E11-F048B	—	—	常設/防止(DB 拡張)	—
		主配管	—	—	—	—	—	残留熱除去系ストレーナ(A)～原子炉格納容器配管貫通部(X-214A)	—	—	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2
			—	—	—	—	—	原子炉格納容器配管貫通部(X-214A)	—	—	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2
			—	—	—	—	—	原子炉格納容器配管貫通部(X-214A)～サブプレッションチェンバ出口配管A系合流点	—	—	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2
			—	—	—	—	—	サブプレッションチェンバ出口配管A系合流点～代替循環冷却系吸込配管分岐点	—	—	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2
			—	—	—	—	—	残留熱除去系ポンプ(A)～代替循環冷却系注入配管合流点	—	—	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2
			—	—	—	—	—	代替循環冷却系注入配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点	—	—	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2
			—	—	—	—	—	残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)	—	—	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2
			—	—	—	—	—	残留熱除去系熱交換器(A)～残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点	—	—	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2
			—	—	—	—	—	残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点	—	—	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2
			—	—	—	—	—	残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点～原子炉停止時冷却モードA系注入配管分岐点	—	—	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2
			—	—	—	—	—	原子炉停止時冷却モードA系注入配管分岐点～サブプレッションプール水冷却モードA系戻り配管分岐点	—	—	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2

7-4-87

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(31/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後				
				設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		
				名称	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	名称	耐震重要度分類	機器クラス	設備分類
7-4-88 圧力低減設備その他の安全設備	残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)	原子炉格納容器安全設備	主配管	-	-	-	-	サブプレッションプール水冷却モード A系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-215A)	-	-	常設/防止(DB拡張)	SAクラス2
				-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-215A)	-	-	常設/防止(DB拡張)	SAクラス2
				-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-215A)～サブプレッションプール水冷却配管 A系開放端	-	-	常設/防止(DB拡張)	SAクラス2
				-	-	-	-	残留熱除去系ストレーナ(B)～原子炉格納容器配管貫通部(X-214B)	-	-	常設/防止(DB拡張)	SAクラス2
				-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-214B)	-	-	常設/防止(DB拡張)	SAクラス2
				-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-214B)～サブプレッションチェンバ出口配管 B系合流点	-	-	常設/防止(DB拡張)	SAクラス2
				-	-	-	-	サブプレッションチェンバ出口配管 B系合流点～残留熱除去系ポンプ(B)	-	-	常設/防止(DB拡張)	SAクラス2
				-	-	-	-	残留熱除去系ポンプ(B)～残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐点	-	-	常設/防止(DB拡張)	SAクラス2
				-	-	-	-	残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(B)	-	-	常設/防止(DB拡張)	SAクラス2
				-	-	-	-	残留熱除去系熱交換器(B)～残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管合流点	-	-	常設/防止(DB拡張)	SAクラス2
				-	-	-	-	残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管合流点～原子炉停止時冷却モード B系注入配管分岐点	-	-	常設/防止(DB拡張)	SAクラス2
				-	-	-	-	原子炉停止時冷却モード B系注入配管分岐点～サブプレッションプール水冷却モード B系戻り配管分岐点	-	-	常設/防止(DB拡張)	SAクラス2
-	-	-	-	サブプレッションプール水冷却モード B系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-215B)	-	-	常設/防止(DB拡張)	SAクラス2				

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(32/42)

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 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		名称	設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
					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
圧力低減設備その他の安全設備	残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)	原子炉格納容器安全設備	主配管	-				原子炉格納容器配管貫通部(X-215B)	-	-	常設/防止(DB拡張)	SAクラス2	
				-				原子炉格納容器配管貫通部(X-215B)～サブプレッションプール ^水 冷却配管B系開放端	-	-	常設/防止(DB拡張)	SAクラス2	
圧力低減設備その他の安全設備	非常用ガス処理系	放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	加熱器	非常用ガス処理系空気乾燥装置	S	-	-	変更なし					
			主要弁	T46-F001A, B	S	クラス4	-	変更なし					
				T46-F003A, B	S	クラス4	-	変更なし					
			主配管	T48-F045～非常用ガス処理系空気乾燥装置入口配管合流点	S	クラス4	-	変更なし					
				非常用ガス処理系空気乾燥装置入口配管合流点～非常用ガス処理系排風機	S	クラス4	-	変更なし		常設/緩和	SAクラス2		
				原子炉建屋内～非常用ガス処理系排風機入口配管合流点	S	クラス4	-	変更なし		常設/緩和	SAクラス2		
				非常用ガス処理系排風機～非常用ガス処理系フィルタ装置	S	クラス4	-	変更なし		常設/緩和	SAクラス2		
				非常用ガス処理系フィルタ装置～非常用ガス処理系フィルタ装置出口配管合流点	S	クラス4	-	変更なし		常設/緩和	SAクラス2		
				非常用ガス処理系フィルタ装置出口配管合流点～排気筒	S	クラス4	-	変更なし		常設/緩和	SAクラス2		
				非常用ガス処理系空気乾燥装置	-	-	-	- ^(注3)					
非常用ガス処理系フィルタ装置	-	-	-	- ^(注3)									

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(33/42)

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 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		名称	設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
					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
7-4-90 圧力低減設備その他の安全設備	非常用ガス処理系	放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	排風機	非常用ガス処理系排風機	S	—	—	変更なし	常設/緩和	—			
			フィルター	非常用ガス処理系フィルタ装置	S	—	—	変更なし	—	—			
	可燃性ガス濃度制御系	放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	加熱器	可燃性ガス濃度制御系再結合装置加熱器	S	— クラス3 ^(注4)	—	変更なし	—	—			
			安全弁及び迷がし弁	T49-F007A, B	S	—	—	変更なし	—	—			
			主要弁	T49-F001A, B	S	クラス2	—	変更なし	—	—			
				T49-F003A, B	S	クラス2	—	変更なし	—	—			
			主配管	ドライウエル～可燃性ガス濃度制御系再結合装置	S	クラス3	—	変更なし	—	—			
				可燃性ガス濃度制御系再結合装置～T49-F003A, B	S	クラス3	—	変更なし	—	—			
				T49-F003A, B～サプレッションチェンバ	S	クラス2	—	変更なし	—	—			
			ブロワ	可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ	S	—	—	変更なし	—	—			
	再結合装置	可燃性ガス濃度制御系再結合装置	S	— クラス3 ^(注4)	—	変更なし	—	—					
	原子炉建屋水素濃度抑制系	放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	再結合装置	—	—	—	静的触媒式水素再結合装置	—	—	常設/緩和	—		
	放射性物質拡散抑制系	放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	ポンプ	—	—	—	大容量送水ポンプ(タイプII)	—	—	可搬/緩和	SAクラス3		
			主配管	—	—	—	取水用ホース(250A : 5m, 10m, 20m)	—	—	可搬/緩和	SAクラス3		

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(34/42)

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 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		名称	設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		
					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	
圧力低減設備その他の安全設備	放射性物質拡散抑制系	放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	主配管	-				送水用ホース(300A:2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	-	-	可搬/緩和	SAクラス3		
				-				放水砲	-	-	可搬/緩和	SAクラス3		
	機燃料火災への泡消火	放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	ポンプ	-				大容量送水ポンプ(タイプII)	-	-	可搬/緩和	SAクラス3		
				主配管	-				取水用ホース(250A:5m, 10m, 20m)	-	-	可搬/緩和	SAクラス3	
			-				送水用ホース(300A:2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	-	-	可搬/緩和	SAクラス3			
			-				放水砲	-	-	可搬/緩和	SAクラス3			
			可搬型窒素ガス供給系		放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	圧縮機	-				可搬型窒素ガス供給装置	-	-	可搬/緩和
				主配管		-				可搬型窒素ガス供給装置接続口(屋外)~T48-F011入口側合流点	-	-	常設/緩和	SAクラス2
	-					可搬型窒素ガス供給装置接続口(屋内)~ドライウエル窒素供給配管合流点	-	-	常設/緩和	SAクラス2				
	-					ドライウエル窒素供給配管分岐点2~原子炉格納容器配管貫通部(X-281)	-	-	常設/緩和	SAクラス2				
	-					原子炉格納容器配管貫通部(X-281)	-	-	常設/緩和	SAクラス2				
	-					T48-F011入口側合流点~T48-F002出口側合流点	-	-	常設/緩和	SAクラス2				
	-					T48-F002出口側合流点~原子炉格納容器配管貫通部(X-80)	-	-	常設/緩和	SAクラス2				
	-					原子炉格納容器配管貫通部(X-80)	-	-	常設/緩和	SAクラス2				

7-4-91

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(35/42)

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 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		名称	設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
					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
圧力低減設備その他の安全設備	可搬型窒素ガス供給系	放射線物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	主配管	-				窒素供給用ホース(50A:5m)	-	-	可搬/緩和	SAクラス3	
				-				窒素供給用ヘッダ	-	-	可搬/緩和	SAクラス3	
				-				可搬型窒素ガス供給装置接続管	-	-	可搬/緩和	SAクラス3	
	原子炉格納容器フィルタメント系	放射線物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	ポンプ	-				大容量送水ポンプ(タイプI)	-	-	可搬/緩和	SAクラス3	
			圧縮機	-				可搬型窒素ガス供給装置	-	-	可搬/緩和	-	
			容器	-				フィルタ装置 ^(注5)	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
			安全弁及び逃がし弁	-				T63-F006	-	-	常設/緩和	-	
			主要弁	-				T48-F019	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
				-				T48-F022	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
				-				T63-F001	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
				-				T63-F002	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
			主配管	-				原子炉格納容器配管貫通部(X-230)	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
				-				原子炉格納容器配管貫通部(X-230)～ドライウェル出口配管分岐点	-	-	常設/緩和	SAクラス2	

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(36/42)

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 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		名称	設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
					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
7-4-93 圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器フィルタベント系	放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	主配管	-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-81)	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
				-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-81)～ドライウエル出口配管分岐点	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
				-	-	-	-	サブプレッションチェンバ出口配管分岐点3～フィルタ装置	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
				-	-	-	-	フィルタ装置～フィルタ装置出口側ラプチャディスク	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
				-	-	-	-	フィルタ装置出口側ラプチャディスク～排気管	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
				-	-	-	-	フィルタ装置(A)～フィルタ装置(B)	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
				-	-	-	-	フィルタ装置(B)～フィルタ装置(C)	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
				-	-	-	-	フィルタ装置連結管	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
				-	-	-	-	可搬型窒素ガス供給装置接続口(屋外)～T48-F011入口側合流点	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
				-	-	-	-	可搬型窒素ガス供給装置接続口(屋内)～ドライウエル窒素供給配管合流点	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
				-	-	-	-	T48-F011入口側合流点～T48-F002出口側合流点	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
				-	-	-	-	T48-F002出口側合流点～原子炉格納容器配管貫通部(X-80)	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
				-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-80)	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
				-	-	-	-	ドライウエル窒素供給配管分岐点2～原子炉格納容器配管貫通部(X-281)	-	-	常設/緩和	SAクラス2	
-	-	-	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-281)	-	-	常設/緩和	SAクラス2					

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(37/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後				
				設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		
				名称	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	名称	耐震重要度分類	機器クラス	設備分類
圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器フィルタベント系	放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	主配管	-	-	-	-	ドライウエル室素供給配管分岐点1～T48-F066	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	T48-F066～フィルタ装置入口配管合流点	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	フィルタ装置水補給接続口(屋外)～フィルタ装置	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	フィルタ装置水補給接続口(屋内)～フィルタ装置	-	-	常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	室素供給用ホース(50A:5m)	-	-	可搬/緩和	SAクラス3
				-	-	-	-	室素供給用ヘッダ	-	-	可搬/緩和	SAクラス3
				-	-	-	-	可搬型室素ガス供給装置接続管	-	-	可搬/緩和	SAクラス3
				-	-	-	-	取水用ホース(250A:5m, 10m, 20m)	-	-	可搬/緩和	SAクラス3
				-	-	-	-	送水用ホース(300A:2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	-	-	可搬/緩和	SAクラス3
				-	-	-	-	注水用ヘッダ	-	-	可搬/緩和	SAクラス3
		-	-	-	-	送水用ホース(65A:20m)	-	-	可搬/緩和	SAクラス3		
		フィルター		-	-	-	-	フィルタ装置 ^(注5)	-	-	常設/緩和	SAクラス2

7-4-94

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(38/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後				
				設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		
				名称	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	名称	耐震重要度分類	機器クラス	設備分類
7-4-95	原子炉格納容器調気系	原子炉格納容器調気設備	主要弁	T48-F001	S	クラス2	—	—	変更なし	—	—	
				T48-F002	S	クラス2	—	—	変更なし	—	—	
				T48-F003	S	クラス2	—	—	変更なし	—	—	
				T48-F010	S	クラス2	—	—	変更なし	—	—	
				T48-F011	S	クラス2	—	—	変更なし	—	—	
				T48-F012	S	クラス2	—	—	変更なし	—	—	
				T48-F016	S	クラス2	—	—	変更なし	—	—	
				T48-F019	S	クラス2	—	—	変更なし	—	—	
				T48-F020	S	クラス2	—	—	変更なし	—	—	
				T48-F021	S	クラス2	—	—	変更なし	—	—	
				T48-F022	S	クラス2	—	—	変更なし	—	—	
				T48-F004A, B	S	クラス2	—	—	— ^(注6)		—	—
				T48-F005A, B	S	クラス2	—	—	— ^(注6)		—	—
		主配管	T48-F001～T48-F002 出口側合流点	S	クラス2	—	—	変更なし	—	—		
			T48-F002 出口側合流点～原子炉格納容器配管貫通部(X-80)	S	クラス2	—	—	変更なし	—	—		

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(39/42)

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 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		名称	設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
					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
7-4-96 圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器調気系	原子炉格納容器調気設備	主配管	ドライウエル入口配管分岐点～サブプレッションチェンバ	S	クラス2	—	—	変更なし	—	—	—	
				原子炉建屋内～サブプレッションチェンバ入口配管合流点1	S	クラス2	—	—	変更なし	—	—	—	—
				原子炉建屋内～サブプレッションチェンバ入口配管合流点2	S	クラス2	—	—	変更なし	—	—	—	—
				T48-F016～ドライウエル入口配管合流点	S	クラス2	—	—	変更なし	—	—	—	—
				T48-F010～T48-F011 入口側合流点	S	クラス2	—	—	変更なし	—	—	—	—
				T48-F011 入口側合流点～T48-F002 出口側合流点	S	クラス2	—	—	変更なし	—	—	—	—
				ドライウエル補給用窒素配管分岐点～原子炉建屋内吸入配管合流点	S	クラス2	—	—	変更なし	—	—	—	—
				原子炉格納容器配管貫通部(X-81)～ドライウエル出口配管分岐点	S	クラス2	—	—	変更なし	—	—	—	—
				ドライウエル出口配管分岐点～T48-F046	S	クラス2	—	—	変更なし	—	—	—	—
				原子炉格納容器配管貫通部(X-230)～ドライウエル出口配管分岐点	S	クラス2	—	—	変更なし	—	—	—	—
				サブプレッションチェンバ出口配管分岐点1～T48-F045	S	クラス2	—	—	変更なし	—	—	—	—
				液体窒素貯槽～パージ用液体窒素蒸発器 ^(注3)	C	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
				パージ用液体窒素蒸発器 ^(注3)	C	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
パージ用液体窒素蒸発器～T48-F016 ^(注3)	C	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—				
液体窒素貯槽出口配管分岐点～常時補給用液体窒素蒸発器(送ガス用) ^(注3)	C	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—				

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(40/42)

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 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		名称	設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)				
					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			
7-4-97 圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器系	原子炉格納容器調気設備	主配管	常時補給用液体窒素蒸発器(送ガス用) ^(注3)	C	クラス3	—	変更なし		—						
				常時補給用液体窒素蒸発器(送ガス用)～T48-F010 ^(注3)	C	クラス3	—	変更なし		—						
				常時補給用液体窒素蒸発器出口配管分岐点～T48-F030 ^(注3)	C	クラス3	—	変更なし		—						
	原子炉格納容器フィルタベント系	圧力逃がし装置	容器	主要弁	—	—	—	—	フィルタ装置 ^(注5)	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2			
					—	—	—	—	T63-F001	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2			
					—	—	—	—	T63-F002	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2			
					—	—	—	—	T48-F019	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2			
					—	—	—	—	T48-F022	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2			
			—	—	—	圧力開放板	—	—	—	—	フィルタ装置出口側ラプチャディスク	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	—	
			—	—	—	主配管	—	—	—	—	原子炉格納容器配管貫通部(X-230)	—	—	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-230)～ドライウェル出口配管分岐点	—	—	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-81)	—	—	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-81)～ドライウェル出口配管分岐点	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2
—	—	—	—	—	—		—	—	サブプレッションチェンバ出口配管分岐点3～フィルタ装置	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2			
—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2				
—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2				
—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2				

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(41/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後				
				設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		名称	設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
				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
7-4-98 圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器フィルタベント系	圧力逃がし装置	主配管	-	-	-	-	フィルタ装置出口側ラプチャディスク～排気管	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	フィルタ装置(A)～フィルタ装置(B)	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	フィルタ装置(B)～フィルタ装置(C)	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	フィルタ装置連結管	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	可搬型窒素ガス供給装置接続口(屋外)～T48-F011 入口側合流点	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	可搬型窒素ガス供給装置接続口(屋内)～ドライウエル窒素供給配管合流点	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	T48-F011 入口側合流点～T48-F002 出口側合流点	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	T48-F002 出口側合流点～原子炉格納容器配管貫通部(X-80)	-	-	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-80)	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	ドライウエル窒素供給配管分岐点2～原子炉格納容器配管貫通部(X-281)	-	-	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-281)	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	ドライウエル窒素供給配管分岐点1～T48-F066	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	T48-F066～フィルタ装置入口配管合流点	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	フィルタ装置水補給接続口(屋外)～フィルタ装置	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2
				-	-	-	-	フィルタ装置水補給接続口(屋内)～フィルタ装置	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2
-	-	-	-	窒素供給用ホース(50A:5m)	-	-	可搬/防止 可搬/緩和	SAクラス3				

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト(42/42)

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 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		名称	設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
					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
圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器フィルタベント系	圧力逃がし装置	主配管	—	—	—	—	窒素供給用ヘッダ	—	—	可搬/防止 可搬/緩和	SAクラス3	
				—	—	—	—	可搬型窒素ガス供給装置接続管	—	—	可搬/防止 可搬/緩和	SAクラス3	
				—	—	—	—	取水用ホース(250A:5m, 10m, 20m)	—	—	可搬/防止 可搬/緩和	SAクラス3	
				—	—	—	—	送水用ホース(300A:2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	—	—	可搬/防止 可搬/緩和	SAクラス3	
				—	—	—	—	注水用ヘッダ	—	—	可搬/防止 可搬/緩和	SAクラス3	
				—	—	—	—	送水用ホース(65A:20m)	—	—	可搬/防止 可搬/緩和	SAクラス3	
		フィルター	—	—	—	—	フィルタ装置 ^(注7)	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		

(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) 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3) 当該配管は、主配管に該当しないため記載の適正化を行う。

(注4) 装置内配管がクラス3、それ以外はクラスなし。

(注5) 本設備は、フィルターとして使用するフィルタ装置と同一機器である。

(注6) 当該弁は、主要弁に該当しないため記載の適正化を行う。

(注7) 本設備は、容器として使用するフィルタ装置と同一機器である。

表2 原子炉格納施設の兼用設備リスト(1/5)

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 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		名称	設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
					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
圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器下部注水系	-	原子炉冷却系統施設 残留熱除去設備	-				残留熱除去系熱交換器(A)	-		常設/緩和	SAクラス2	
			原子炉格納施設 原子炉格納容器	-				原子炉格納容器(ドライウエル)	-		常設/緩和	SAクラス2	
		原子炉格納容器(サブプレッションチェンバ)	-		常設/緩和	SAクラス2							
	原子炉格納容器代替 サブレイ冷却系	-	原子炉格納施設 原子炉格納容器	-				原子炉格納容器(ドライウエル)	-		常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	
	代替循環冷却系	-	原子炉本体 炉心支持構造物	-				炉心シュラウド	-		常設/緩和	-	
				シュラウドサポート	-		常設/緩和	-					
				炉心シュラウド支持ロッド	-		常設/緩和	-					
				上部格子板	-		常設/緩和	-					
				炉心支持板	-		常設/緩和	-					
				中央燃料支持金具	-		常設/緩和	-					
				周辺燃料支持金具	-		常設/緩和	-					
				制御棒案内管	-		常設/緩和	-					
		原子炉本体 原子炉压力容器	-				原子炉压力容器	-		常設/緩和	SAクラス2		
		原子炉本体 原子炉压力容器内部構造物	-				残留熱除去系配管(原子炉压力容器内部)	-		常設/緩和	-		
		原子炉格納施設 原子炉格納容器	-				原子炉格納容器(ドライウエル)	-		常設/緩和	SAクラス2		
-				原子炉格納容器(サブプレッションチェンバ)	-		常設/緩和	SAクラス2					

表2 原子炉格納施設の兼用設備リスト(2/5)

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 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		名称	設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
					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
圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器安全設備	-	原子炉本体 炉心支持構造物	-	炉心シュラウド	-	-	常設/緩和	-	-	-		
					シュラウドサポート	-	-	常設/緩和	-	-	-		
					炉心シュラウド支持ロッド	-	-	常設/緩和	-	-	-		
					上部格子板	-	-	常設/緩和	-	-	-		
					炉心支持板	-	-	常設/緩和	-	-	-		
					中央燃料支持金具	-	-	常設/緩和	-	-	-		
					周辺燃料支持金具	-	-	常設/緩和	-	-	-		
					制御棒案内管	-	-	常設/緩和	-	-	-		
					原子炉本体 原子炉圧力容器	-	-	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	-	-	常設/緩和	-	-	-						
	低圧代替注水系	-	原子炉本体 炉心支持構造物	-	炉心シュラウド	-	-	常設/緩和	-	-	-		
					シュラウドサポート	-	-	常設/緩和	-	-	-		
					炉心シュラウド支持ロッド	-	-	常設/緩和	-	-	-		
					上部格子板	-	-	常設/緩和	-	-	-		
炉心支持板					-	-	常設/緩和	-	-	-			
中央燃料支持金具	-	-	常設/緩和	-	-	-							
周辺燃料支持金具	-	-	常設/緩和	-	-	-							
制御棒案内管	-	-	常設/緩和	-	-	-							
原子炉本体 原子炉圧力容器	-	-	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	-	-	常設/緩和	-	残留熱除去系配管(原子炉圧力容器内部)	-	-	-					

表2 原子炉格納施設の兼用設備リスト(3/5)

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 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		名称	設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
					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
圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器安全設備	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/緩和	-	-	-		
					シュラウドサポート	-	-	常設/緩和	-	-	-		
					炉心シュラウド支持ロッド	-	-	常設/緩和	-	-	-		
					上部格子板	-	-	常設/緩和	-	-	-		
					炉心支持板	-	-	常設/緩和	-	-	-		
					中央燃料支持金具	-	-	常設/緩和	-	-	-		
					周辺燃料支持金具	-	-	常設/緩和	-	-	-		
					制御棒案内管	-	-	常設/緩和	-	-	-		
	原子炉本体 原子炉压力容器	-	-	常設/緩和	-	-	SAクラス2						
	原子炉本体 原子炉压力容器付属構造物	-	-	常設/緩和	-	-	SAクラス2						
	原子炉本体 原子炉压力容器内部構造物	-	-	常設/緩和	-	-	-						
	残留熱除去系(格納容器スプレィ冷却モード)	-	原子炉格納施設 原子炉格納容器	-	原子炉格納容器(ドライウエル)	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	SAクラス2				
原子炉格納容器(サブプレッションチェンバ)					-	-	常設/防止 (DB 拡張)	SAクラス2					
残留熱除去系(サブプレッションポンプ ー ル水冷却モード)	-	原子炉格納施設 原子炉格納容器	-	原子炉格納容器(サブプレッションチェンバ)	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	SAクラス2					

表2 原子炉格納施設の兼用設備リスト(4/5)

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 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		名称	設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
					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
圧力低減設備その他の安全設備	放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	非常用ガス 処理系	放射性廃棄物の廃棄施設 気体、液体又は固体廃棄物処 理設備	-				排気筒(支持構造物(鉄塔及び基礎)は第2,3号 機共用)	-		常設/緩和	-	
			原子炉格納施設 原子炉建屋	-				原子炉建屋原子炉棟(二次格納施設)	-		常設/緩和	-	
				-				原子炉建屋大物搬入口	-		常設/緩和	-	
		-				原子炉建屋エアロック	-		常設/緩和	-			
		原子炉建屋水素濃 度制御系	原子炉格納施設 原子炉建屋	-				原子炉建屋原子炉棟(二次格納施設)	-		常設/緩和	-	
				-				原子炉建屋大物搬入口	-		常設/緩和	-	
	-				原子炉建屋エアロック	-		常設/緩和	-				
	可搬型窒素 ガス供給系	原子炉格納施設 原子炉格納容器	-				原子炉格納容器	-		常設/緩和	SAクラス2		
			-				原子炉格納容器	-		常設/緩和	SAクラス2		
	原子炉格納容器 フィルタ(ベント)系	原子炉格納施設 圧力逃がし装置	-				フィルタ装置出口側ラプチャディスク	-		常設/緩和	-		
			-				フィルタ装置	-		常設/緩和	SAクラス2		

表2 原子炉格納施設の兼用設備リスト(5/5)

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 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)		名称	設計基準対象施設 ^(注1)		重大事故等対処設備 ^(注1)	
					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
圧力低減設備その他の安全設備	圧力逃がし装置	-	原子炉格納容器 フィルタベント系	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	-	-	-	-	大容量送水ポンプ(タイプI)	-	-	可搬/防止 可搬/緩和	SAクラス3
				原子炉格納施設 原子炉格納容器	-	-	-	-	原子炉格納容器	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2
				原子炉格納施設 原子炉格納容器調気設備	-	-	-	-	T48-F020	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2
					-	-	-	-	T48-F021	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2
				原子炉格納施設 圧力逃がし装置	-	-	-	-	フィルタ装置	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2
原子炉格納施設 放射性物質濃度制御設備及び 可燃性ガス濃度制御設備並び に格納容器再循環設備	-	-	-	-	-	-	-	可搬型窒素ガス供給装置	-	-	可搬/防止 可搬/緩和	-	

(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>原子炉格納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>原子炉格納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>原子炉格納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> <p>■</p> <p>■</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和55年通商産業省告示第501号） ・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） ・発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会決定） ・非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）（平成20・02・12原院第5号平成20年2月27日原子力安全・保安院制定） <p>■</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>原子炉格納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> <p>■</p> <p>■</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和55年通商産業省告示第501号） ・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） ・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） ・発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会決定） ・非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）（平成20・02・12原院第5号平成20年2月27日原子力安全・保安院制定） ・J S M E S N C 1 - 2 0 0 5 / 2 0 0 7 発電用原子力設備規格 設計・建設規格

7-4-105

変更前	変更後
<p>■</p> <p>■</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器の漏えい率試験規程（J E A C 4 2 0 3-2008） ・日本建築学会 1987年 鉄骨鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編（J E A G 4 6 0 1・補-1984） <p>■</p> <p>■</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器の漏えい率試験規程（J E A C 4 2 0 3-2008） ・日本建築学会 1987年 鉄骨鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 ・日本建築学会 2001年 建築基礎構造設計指針 ・日本建築学会 2005年 鋼構造設計規準 -許容応力度設計法- ・J I S B 8 2 4 3-1981 圧力容器の構造