

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-08-0002_改2
提出年月日	2021年10月28日

工事計画に係る説明資料

(原子炉格納施設の基本設計方針に係る説明資料)

2021年10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>【44条1】</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>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>【44条1】</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>

変更前	変更後
<p>【44条20】 原子炉格納容器は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）と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>【44条2】 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>【44条3】 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>【44条4】 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>【44条20】 原子炉格納容器は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）と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>【44条2】 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>【44条3】 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>【44条4】 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>

変更前	変更後
<p>【44条5】 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>【44条30】</p> <p>1.2 原子炉格納容器隔離弁 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>【44条6】 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>【44条5】 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>【44条30】 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℃の温度で閉じ込め機能を損なわない設計とする。</p> <p>【63条24】 【63条35】 【64条6】 【64条14】 【64条27】 【64条39】 【65条15】 【65条36】 【66条5】 【66条10】 【66条18】 【66条24】 【66条32】 【66条45】 【67条9】 【67条26】</p> <p>1.2 原子炉格納容器隔離弁 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>【44条6】 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>

変更前	変更後
<p>【44条7】 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>【44条8】 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>【44条9】 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>【44条10】</p>	<p>【44条7】 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>【44条8】 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>【44条9】 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>【44条10】 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>【44条11】</p>

変更前	変更後
<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>【44条 12】</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>【44条 13】</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>【44条 14】</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>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等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>【44条 12】</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>【44条 32】</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>【44条 13】</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>【44条 14】</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>

変更前	変更後
<p>【44条15】 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>【44条16】</p>	<p>【44条15】 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>【44条16】</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>【44条19】</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>【44条21】</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>【44条19】</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>【44条21】</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>【44条 23】 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>【26条 47】</p>	<p>【44条 23】 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>【26条 47】 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>【74条 23】</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</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</p>

変更前	変更後
<p>はない。</p> <p>【20条14】</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>【44条19】</p>	<p>はない。</p> <p>【20条14】</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>【57条14】【63条25】【63条36】【64条7】【64条15】【64条28】 【64条40】【65条16】【65条37】【66条6】【66条11】【66条19】 【66条25】【66条33】【66条46】【67条10】【67条27】</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>【44条19】</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ブプレッションチェンバスプレイ</p>

変更前	変更後
	<p>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>【14条10】</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ブ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系統をサブ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>【14条11】</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、溶融し、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>【66条1】</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溶融炉心の冷却を行うための重</p>

変更前	変更後
	<p>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>【66条2】</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>【66条3】</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>【66条4】</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>【54条89】</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>

変更前	変更後
	<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>【66条7】</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>【66条8】</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>【66条9】</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</p>

変更前	変更後
	<p>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>【54条 87】</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経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>【66条 12】</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>【66条 13】</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>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>【66条14】</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</p>

変更前	変更後
	<p>して兼用) により行う設計とする。</p> <p>【66条 16】</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>【66条 17】</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>【54条 89】</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>

変更前	変更後
	<p>【66条 71】</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、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>【66条 72】</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>【66条 73】</p>

変更前	変更後
	<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>【66条74】</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</p>

7-4-15

変更前	変更後
	<p>性を有する設計とする。</p> <p>【66条 81】</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>【66条 75】</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>【66条 76】</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>【66条 77】</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</p>

変更前	変更後
	<p>に設置する設計とする。</p> <p>【66条79】</p> <p>これらの多様性及びシステム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>【66条80】</p> <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>【64条1】</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</p>

7-4-17

変更前	変更後
	<p>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>【66条1】</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>【64条3】</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</p>

変更前	変更後
	<p>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>【64条 41】</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> <p>【66条 21】</p> <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>【64条 4】【66条 22】</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</p>

変更前	変更後
	<p>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>【64条5】【66条23】</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>【64条45】</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>【54条89】</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</p>

変更前	変更後
	<p>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>【64条 8】</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エルスプレイ管からドライウエ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>【64条 42】</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>【64条 9】 【66条 27】</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エルスプレイ管からドライウエル内にスプレイし、スプレイした水が</p>

変更前	変更後
	<p>ドライウエル床面に溜まり,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,落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>【66条26】</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>【64条10】【66条28】</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>【64条12】【66条30】</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>【64条13】【66条31】</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>

変更前	変更後
	<p>【64条 45】 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>【54条 89】 (3) 多重性又は多様性及び独立性，位置的分散 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>【64条 47】 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>

変更前	変更後
	<p>【64条48】</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>【64条58】</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>【64条49】</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>

変更前	変更後
	<p>【64条 50】 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>【64条 51】 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>【64条 52】 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>【64条 53】 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</p>

変更前	変更後
	<p>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>【64条 54】</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>【64条 55】【66条 79】</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>【64条 56】</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>【64条 57】</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</p>

変更前	変更後
	<p>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>【66条 71】</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>【66条 73】</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、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経由し</p>

変更前	変更後
	<p>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>【66条 74】</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>【66条 81】</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>【66条 75】</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</p>

変更前	変更後
	<p>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>【66条 76】</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>【66条 77】</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>【66条 80】</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</p>

変更前	変更後
	<p>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>【65条1】</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>【66条64】</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>【66条1】</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</p>

変更前	変更後
	<p>きる設計とする。</p> <p>【65条2】</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經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>【65条6】【66条65】</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>【65条7】【66条35】</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</p>

変更前	変更後
	<p>ことで循環できる設計とする。</p> <p>【65条5】 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>【65条8】【66条38】 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並びに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>【65条14】【66条44】【66条66】 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>【54条87】</p> <p>(2) 多重性又は多様性及び独立性、位置的分散 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</p>

変更前	変更後
	<p>計とする。</p> <p>【65条 38】</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>【65条 39】</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、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>【65条 40】</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>【65条 41】 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>【65条 42】 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>【65条 43】 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>【66条 72】 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</p>

変更前	変更後
	<p>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>【66条 73】</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>【66条 74】</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</p>

変更前	変更後
	<p>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>【66条 75】</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>【66条 78】</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>【66条 79】</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>【66条 80】</p> <p>3.2.5 高圧代替注水系</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</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、 高圧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圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。</p> <p>【66条 60】</p> <p>高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵タン クの水を高圧炉心スプレイ系等を経由して、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>【66条 61】</p> <p>高圧代替注水系は、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>【66条 62】</p> <p>高圧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>【66条 63】</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、</p>

変更前	変更後
	<p>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圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。</p> <p>【66条 47】</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>【66条 48】</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>【66条 49】</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>【66条 50】</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</p>

変更前	変更後
	<p>て行う。</p> <p>【66条 51】 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溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>【66条 52】 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>【66条 53】 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>【66条 54】 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>【66条 55】 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>【66条 57】 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</p>

変更前	変更後
	<p>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>【66条 58】</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>【66条 67】</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る。</p> <p>【66条 68】</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>【66条 69】</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</p>

変更前	変更後
	<p>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>【66条70】</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>【64条2】</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>【64条17】</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</p>

変更前	変更後
	<p>冷却モード) を復旧できる設計とする。</p> <p>【64条43】</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>本システム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>【64条18】</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>【64条19】</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>

7-4-42

変更前	変更後
	<p>【54条 87】</p> <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>【64条 46】</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>【64条 2】</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</p>

変更前	変更後
	<p>きる設計とする。</p> <p>【64条 29】</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>【64条 44】</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>本システム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>【64条 30】</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>【64条 31】</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、</p>

7-4-44

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</p>	<p>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>【54条87】</p> <p>(2) 多様性，位置的分散等</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、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>【64条46】</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</p>

変更前	変更後
<p>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>【44条 19】</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・低減した後、排気筒から放出する設計とする。</p> <p>【43条 8】</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>【44条 22】</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>【44条 25】</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</p>	<p>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>【44条 19】</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・低減した後、排気筒から放出する設計とする。</p> <p>【43条 8】</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>【44条 22】</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>【44条 25】</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</p>

変更前	変更後
<p>できる設計とする。 【26条47】</p>	<p>できる設計とする。 【26条47】 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>【14条5】 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>【14条6】 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</p>

7-4-47

変更前	変更後
	<p>易となる設計とする。</p> <p>【14条9】 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>【74条21】 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>【74条22】 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>【74条24】 また、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>【74条25】 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、</p>

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>【44条 17】</p>	<p>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>【74条 27】</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>【44条 17】</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>【68条 1】</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>

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>【68 条 3】</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>【68 条 2】</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>【70 条 1】</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、ホースを經由して放水砲から</p>

変更前	変更後
	<p>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> <p>【70条2】</p> <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>【70条4】</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>【70条7】</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</p>

変更前	変更後
	<p>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> <p>【70条8】</p> <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>【70条1】</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>【70条9】</p> <p>泡消火薬剤混合装置 1 個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>【70条15】</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</p>

変更前	変更後
	<p>有数は、航空機燃料火災に対応するため、1個と故障時及び保守点検時の予備として1個の合計2個を保管する。</p> <p>【70条10】 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>【70条12】</p> <p>3.3.6 可搬型窒素ガス供給系 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。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>【63条12】【65条24】【67条13】 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>

変更前	変更後
	<p>【67条1】 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>【67条5】 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>【63条57】【65条44】【67条33】【67条35】 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>【67条8】</p> <p>3.3.7 原子炉格納容器フィルタベント系 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、原子炉格納容器フィルタベント系を設ける設計とする。</p> <p>【67条2】 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</p>

変更前	変更後
	<p>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>【67条 11】</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>【67条 12】</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>【67条 13】</p>

変更前	変更後
	<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>【67条 35】</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>【67条 14】</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>【67条 16】</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>【67条 18】</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、サブ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</p>

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</p>	<p>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「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>【67条 15】</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>【67条 20】</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>【67条 25】</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</p>

変更前	変更後
<p>度及び酸素濃度を可燃限界未満に保つ設計とする。 【44条18】</p>	<p>度及び酸素濃度を可燃限界未満に保つ設計とする。 【44条18】</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。 【67条4】</p> <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。 【65条17】</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</p>

変更前	変更後
	<p>下できる設計とする。</p> <p>【65条 18】</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>【65条 19】</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エルと接続し、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>【65条 20】</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>

変更前	変更後
	<p>【65条 21】</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>【65条 22】</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</p>

変更前	変更後
	<p>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>【65条 23】</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>【65条 24】</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>【65条 44】</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> <p>【65条 27】</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>【65条 29】</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</p>

変更前	変更後
	<p>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>【65条 30】</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>【65条 32】</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、サブ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>【65条 28】</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</p>

変更前	変更後
	<p>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>【65条 34】</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>【65条 35】</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>【65条 38】</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>【65条 39】</p>

変更前	変更後
	<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>【65条 41】</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>【65条 42】</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>【65条 43】</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</p>

変更前	変更後
	<p>して設ける設計とする。</p> <p>【71条1】 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>【71条2】 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> <p>【71条3】 復水貯蔵タンクは、想定される重大事故等時において、原子炉圧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圧代替注水系、低圧代替注水系（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）の水源として利用できる設計とする。</p> <p>【71条6】 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、原子炉圧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）の水源として利用できる設計とする。</p> <p>【71条7】 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</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</p>	<p>子炉圧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>【71 条 8】</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、原子炉圧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）、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> <p>【71 条 9】</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、原子炉圧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、さらに、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>【71 条 10】</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</p>

変更前	変更後
<p>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>【15条 20】</p>	<p>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>【15条 20】</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>