

本資料のうち、枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 工事計画審査資料	
資料番号	KK7 本文-019 改0
提出年月日	2020年8月26日

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 工事計画審査資料  
原子炉格納施設

(基本設計方針)

2020年8月

東京電力ホールディングス株式会社

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

#### 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
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。	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>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，5. 設備に対する要求（5.7 内燃機関の設計条件を除く。），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>原子炉格納容器は，鋼製ライナを内張りした鉄筋コンクリート造とし，円筒形のドライウエル及びサプレッションチェンバからなる圧力抑制形であり，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</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。<b>【44条1】</b></p> <p>原子炉格納容器は，鋼製ライナを内張りした鉄筋コンクリート造とし，円筒形のドライウエル及びサプレッションチェンバからなる圧力抑制形であり，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</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
<p>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原子炉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。</p> <p>また、原子炉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、原子炉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非延性破壊（脆性破壊）及び破断が生じない設計とする。</p> <p>非延性破壊（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」（J E A C 4 2 0 3）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>原子炉格納容器（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 3580m<sup>3</sup>、個数 1 個を設置する。</p>	<p>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原子炉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。【44 条 2】</p> <p>また、原子炉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。【44 条 3】</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、原子炉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。【44 条 4】</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非延性破壊（脆性破壊）及び破断が生じない設計とする。【44 条 6】</p> <p>非延性破壊（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。【44 条 7】</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」（J E A C 4 2 0 3）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。【44 条 5】</p> <p>原子炉格納容器（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 3580m<sup>3</sup>、個数 1 個を設置する。【44 条 32】</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

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隔離弁は、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、原子炉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</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℃の温度で閉じ込め機能を損なわない設計とする。【63条14】【63条29】【63条55】【63条60】【64条4】【64条9】【64条16】【64条23】【64条37】【64条42】【65条10】【65条26】【66条6】【66条12】【67条15】【67条37】</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隔離弁は、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。【44条8】</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、原子炉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。【44条9】</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</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

7-4-4

変 更 前	変 更 後
<p>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、原子炉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、原子炉格納容器の内側又は外側に少なくとも 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>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</p>	<p>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、原子炉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、原子炉格納容器の内側又は外側に少なくとも 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。【44 条 10】</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>【44 条 11】</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。【44 条 12】</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。【44 条 13】</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</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
<p>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>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>故等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。【44条14】</p> <p>また、重大事故等時に使用する不活性ガス系の隔離弁及び復水補給水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。【44条15】</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。【44条16】</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。【44条17】</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。【44条18】</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。【44条19】</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
<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区域（二次格納施設）を設置する。</p> <p>原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）は、原子炉格納容器を完全に取り囲む構造となっており、非常用ガス処理系により、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>原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）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>新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵プールは、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、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に設置する。</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区域（二次格納施設）を設置する。<b>【44条22-1】</b></p> <p>原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）は、原子炉格納容器を完全に取り囲む構造となっており、非常用ガス処理系により、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。<b>【44条23】</b></p> <p>原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）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。<b>【44条26】</b></p> <p>新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵プールは、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、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に設置する。<b>【26条50-1】</b></p> <p>原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）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。原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の気密バウ</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>ンダリの一部として原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）に設置する主蒸気系トンネル室ブローアウトパネル（浸水防護施設の設備で兼用）は、閉状態の維持が可能な設計とする。【74条 27】</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>原子炉冷却材喪失事故後、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 8 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逆流並びにドライウエルとサブプレッションチェンバの差圧によるダイヤフラムフロア及び原子炉圧力容器基礎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>原子炉冷却材喪失事故後、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 8 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逆流並びにドライウエルとサブプレッションチェンバの差圧によるダイヤフラムフロア及び原子炉圧力容器基礎の破損を防止できる設計とする。</p> <p>【20条 27】</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。【20条 28】</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 8 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逆流並びにドライウエルとサブプレッションチェンバの差圧によるダイヤフラムフロア及び原子炉圧力容器基礎の破損を防止できる設計とする。【57条 24】【63条 15】【63条 30】【63条 56】【63条 61】</p> <p>【64条 5】【64条 10】【64条 17】【64条 24】【64条 38】【64条 43】</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

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 格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））</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生ずる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するため、原子炉格納容器内において発生した熱を除去する設備として、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）を設ける設計とする。</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、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た場合でも、放出されるエネルギーによる設計基準事故時の原子炉格納容器内圧力、温度が最高使用圧力、最高使用温度を超えないようにし、かつ、原子炉格納容器の内圧を速やかに下げて低く維持することにより、放射性物質の外部への漏えいを少なくする設計とする。</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障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</p>	<p><b>【65条11】【65条27】【66条7】【66条13】【67条16】【67条38】</b></p> <p>3.2 原子炉格納容器安全設備</p> <p>3.2.1 格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））</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生ずる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するため、原子炉格納容器内において発生した熱を除去する設備として、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）を設ける設計とする。<b>【44条28】</b></p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、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た場合でも、放出されるエネルギーによる設計基準事故時の原子炉格納容器内圧力、温度が最高使用圧力、最高使用温度を超えないようにし、かつ、原子炉格納容器の内圧を速やかに下げて低く維持することにより、放射性物質の外部への漏えいを少なくする設計とする。<b>【44条29】</b></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</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
<p>冷却モード)を設置する。</p> <p>残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)は、原子炉冷却材喪失事故時に、サブ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ブプレッションチェンバ内にスプレイすることにより、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>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、設計基準事故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>残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の仕様は、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>残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)は、テストラインを構成することにより、発電用原子炉の運転中に試験ができる設計とする。また、設計基準事故時に動作する弁については、残留熱除去系ポンプが停止中に開閉試験ができる設計とする。</p>	<p>冷却モード)を設置する。<b>【44条22-2】</b></p> <p>残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)は、原子炉冷却材喪失事故時に、サブ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ブプレッションチェンバ内にスプレイすることにより、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。<b>【44条27】</b></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、設計基準事故時及び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。<b>【44条30】【54条32-2】</b></p> <p>残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の仕様は、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。<b>【44条31】</b></p> <p>残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)は、テストラインを構成することにより、発電用原子炉の運転中に試験ができる設計とする。また、設計基準事故時に動作する弁については、残留熱除去系ポンプが停止中に開閉試験ができる設計とする。<b>【44条33】</b></p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<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。【64条 18】</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、全交流動力電源喪失により起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する残留熱除去系（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復旧できる設計とする。【64条 13】</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使用する残留熱除去系（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復旧できる設計とする。【64条 34】</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。本系統に使用する冷却水は原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系又は代替原子炉補機冷却系から供給できる設計とする。【64条 14】</p> <p>【64条 35】</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<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、原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）及び配管貫通部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。【64条57】</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。【64条19】</p> <p>(1) 単一故障に係る設計</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）の原子炉格納容器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。【14条9】</p> <p>3.2.2 サプレッションチェンバプール水冷却系（残留熱除去系（サプレッションチェンバプール水冷却モード））</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</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>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（サブプレッションチェンバ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。【64条 25】</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（サブプレッションチェンバプール水冷却モード）が、全交流動力電源喪失により起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する残留熱除去系（サブプレッションチェンバ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復旧できる設計とする。【64条 20】</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により、残留熱除去系（サブプレッションチェンバ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使用する残留熱除去系（サブプレッションチェンバ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復旧できる設計とする。【64条 39】</p> <p>残留熱除去系（サブプレッションチェンバ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。本系統に使用する冷却水は原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系又は代替原子炉補機冷却系から供給できる設計とする。【64条 21】【64条 40】</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>残留熱除去系（サブプレッションチェンバ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、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）及び配管貫通部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。【64 条 58】</p> <p>残留熱除去系（サブプレッションチェンバ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。【64 条 26】</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。【54 条 32-3】</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>3.2.3 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器の冷却</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，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を設ける設計とする。【64条1】</p> <p>(1) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却</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使用する代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，復水移送ポンプにより，復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器スプレイ管から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。【64条2】【64条11】</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</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>交流動力電源喪失により、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使用する代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウェル内及びサブ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。【64条 27】【64条 32】</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、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。【64条 3】【64条 28】</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（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及び配管貫通部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。【64条 55】</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（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。【64条 44-1】</p> <p>原子炉格納容器安全設備のうち、復水貯蔵槽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、復水貯蔵槽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。【54条 34-1】</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>a. 多様性, 位置的分散及び独立性</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系(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できることで, 非常用所内電気設備を経由した非常用ディーゼル発電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。【64条 45】</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)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, 非常用ディーゼル発電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, 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)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。【64条 46】</p> <p>また, 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)は, 復水貯蔵槽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。復水移送ポンプ及び復水貯蔵槽は, 廃棄物処理建屋内に設置することで, 原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及びサプレッションチェンバと共</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>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。【64条 47】</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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。【64条 53-1】</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、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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。【64条 54-1】</p> <p>(2) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却</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使用する代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）（「6,7号機共用」（以下同じ。））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スプレイ管からドライウェ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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる</p>

 : 基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>設計とする。【64条6】【64条12】</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使用する代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）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スプレイ管からドライウェル内及びサブ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。【64条29】【64条33】</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、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、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。【64条7】【64条30】</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（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及び配管貫通部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。【64条56】</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（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。【64条44-2】</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>原子炉格納容器安全設備のうち、淡水貯水池、防火水槽、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、淡水貯水池、防火水槽、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。【54条 34-2】</p> <p>a. 多様性，位置的分散及び独立性</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）をディーゼルエンジンにより駆動することで、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）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に対して多様性を有する設計とする。【64条 48】</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（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、非常用ディーゼル発電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、代替格納容器スプレイ冷却系（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。【64条 49】</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、代替淡水源を水源とすることで、サブ</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>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）及び復水貯蔵槽を水源とする代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。【64条 50】</p> <p>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は，原子炉建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に分散して保管することで，原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び廃棄物処理建屋内の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。【64条 51】</p> <p>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）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。【64条 52】</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（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。【64条 53-2】</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，代替格納容器スプレイ冷却系（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。【64条 54-2】</p> <p>3.2.4 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 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</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>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。【65条1】</p> <p>代替循環冷却系は、復水移送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又は原子炉格納容器下部へ注水するとともに、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。【65条2】</p> <p>また、本システムに使用する冷却水は、代替原子炉補機冷却系により冷却できる設計とする。【65条5】</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、格納容器ベント管に設けられている連通孔を経て、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。【65条3】</p> <p>代替循環冷却系は、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。【65条4】</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残留熱除去系ポンプ、原子炉圧力容器、原子炉圧力容器内部構造物、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）及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用するこ</p>

■ : 基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>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。【65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。【54条32-4】</p> <p>(1) 多様性、位置的分散及び独立性</p> <p>代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は、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。【65条34-1】</p> <p>代替循環冷却系は、非常用ディーゼル発電設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、非常用ディーゼル発電設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。格納容器圧力逃がし装置は、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</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>多様性を有する設計とする。【65条 35-1】</p> <p>代替循環冷却系の復水移送ポンプは廃棄物処理建屋内に、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内に設置し、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置、よう素フィルタ及びラプチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外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。【65条 38-1】</p> <p>代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、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。【65条 39-1】</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、代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、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。【65条 40-1】</p> <p>3.2.5 格納容器下部注水系による原子炉格納容器下部への注水</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、格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）を設ける設計とする。</p> <p>また、熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下するまでに、原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保し、落下した熔融炉心の冷却が可能な設計とする。【66条 1】</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>なお、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合に、ドライウェル高電導度廃液サンプル及びドライウェル低電導度廃液サンプルへの熔融炉心の流入を抑制するため、コリウムシールドを設ける設計とする。【66条2】</p> <p>(1) 格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水</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使用する格納容器下部注水系（常設）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を復水補給水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。【66条3】</p> <p>格納容器下部注水系（常設）は、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。【66条4】</p> <p>格納容器下部注水系（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及び配管貫通部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。【66条39】</p> <p>コリウムシールドは、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウェル高電導度廃液サンプル及びドライウェル低電導度廃液サンプルへの熔融炉心の流入を抑制する設計とする。さらに格納容器下部注水系（常</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>設)を使用することにより、ドライウェル高電導度廃液サンプル及びドライウェル低電導度廃液サンプルのコンクリートの侵食を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。コリウムシールドは、寸法が高さ 0.65m、厚さ 0.13m、材料がジルコニア (ZrO<sub>2</sub>)、個数が 1 個の設計とする。【66 条 5】</p> <p>原子炉格納容器安全設備のうち、復水貯蔵槽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、復水貯蔵槽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。【54 条 34-3】</p> <p>(2) 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使用する格納容器下部注水系 (可搬型) は、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) により、代替淡水源の水を復水補給水系を經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。【66 条 8】</p> <p>格納容器下部注水系 (可搬型) は、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。また、可搬型代替注水ポンプ (A-</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>2級) は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p> <p><b>【66条9】</b></p> <p>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及び配管貫通部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。<b>【66条40】</b></p> <p>コリウムシールドは、溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウエル高電導度廃液サンプ及びドライウエル低電導度廃液サンプへの溶融炉心の流入を抑制する設計とする。さらに格納容器下部注水系(可搬型)を使用することにより、ドライウエル高電導度廃液サンプ及びドライウエル低電導度廃液サンプのコンクリートの侵食を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。コリウムシールドは、寸法が高さ0.65m、厚さ0.13m、材料がジルコニア(ZrO<sub>2</sub>)、個数が1個の設計とする。<b>【66条11】</b></p> <p>原子炉格納容器安全設備のうち、淡水貯水池、防火水槽、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、淡水貯水池、防火水槽、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。<b>【54条34-4】</b></p> <p>(3) 多様性、位置的分散及び独立性</p> <p>格納容器下部注水系(常設)及び格納容器下部注水系(可搬</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>型) は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、格納容器下部注水系(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、格納容器下部注水系(可搬型)の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を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。【66条 32】</p> <p>格納容器下部注水系(常設)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、格納容器下部注水系(常設)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。【66条 33】</p> <p>また、格納容器下部注水系(可搬型)の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、代替淡水源を水源とすることで、復水貯蔵槽を水源とする格納容器下部注水系(常設)に対して、異なる水源を有する設計とする。【66条 34】</p> <p>復水移送ポンプは、廃棄物処理建屋内に設置し、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は廃棄物処理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。【66条 35】</p> <p>格納容器下部注水系(可搬型)の電動弁は、ハンドルを設け</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>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、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。【66条 36】</p> <p>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）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。【66条 37】</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、格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）は、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。【66条 38】</p> <p>3.2.6 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための原子炉圧力容器への注水及び注入</p> <p>(1) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に溶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）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。【66条 14】</p> <p>低圧代替注水系（常設）は、復水移送ポンプにより、復水貯</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>蔵槽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。【66条15】</p> <p>低圧代替注水系（常設）は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、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。【66条16】</p> <p>低圧代替注水系（常設）の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、原子炉圧力容器内部構造物及び配管貫通部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。【66条17】</p> <p>(2) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への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（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。【66条18】</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）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に注水することで熔融炉心を冷却できる設計とする。【66条19】</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>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。【66条20】</p> <p>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。【66条21】</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、原子炉圧力容器内部構造物及び配管貫通部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。【66条23】</p> <p>(3) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水</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、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。【66条24】</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槽の水を高圧炉心注水系等を経由して、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。【66条25】</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、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電が可能な設計とし、中央制御室（「6,7号機共用」（以下同じ。））からの操作が可能な設計とする。【66条26】</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</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>子炉压力容器，原子炉压力容器内部構造物及び配管貫通部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。【66 条 27】</p> <p>(4) 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          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），低圧代替注水系（可搬型）及び高圧代替注水系のいずれかによる原子炉压力容器への注水と並行して行う。【66 条 28】</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压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・防止する設計とする。【66 条 29】</p> <p>ほう酸水注入系は，非常用ディーゼル発電設備に加え，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。【66 条 30】</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压力容器，原子炉压力容器内部構造物及び配管貫通部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。【66 条 31】</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>3.2.7 原子炉建屋放水設備等</p> <p>(1) 原子炉建屋放水設備による大気への拡散抑制及び航空機燃料火災対応</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及び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、原子炉建屋放水設備を設ける設計とする。【70条 1-3】【70条 2】</p> <p>a. 大気への放射性物質の拡散抑制</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使用する原子炉建屋放水設備は、大容量送水車(原子炉建屋放水設備用) (「6,7号機共用」(以下同じ。))により海水を取水し、ホースを経由して放水砲(「6,7号機共用」(以下同じ。))から原子炉建屋へ放水できる設計とする。【70条 3-2】</p> <p>大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)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。【70条 4-2】</p> <p>b. 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するための重大事故等対処設備として使用する原子炉建屋放水設備は、大容量送水車(原子炉建屋放水設備</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>用)により泡原液混合装置(「6,7号機共用,屋外に保管」(以下同じ。))を通して,海水を泡消火薬剤(「6,7号機共用,屋外に保管」(以下同じ。))と混合しながらホースを経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。【70条9】</p> <p>泡原液搬送車(6,7号機共用)は,航空機燃料火災への泡消火に対応するために必要な容量の泡消火薬剤を保管できる設計とする。泡消火薬剤の保有量は,必要な容量として646L確保し,故障時の予備用として646Lの計1292Lを保管する。【70条12】</p> <p>泡原液混合装置は,航空機燃料火災に対応するため,大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)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,泡原液混合装置の保有数は,航空機燃料火災に対応するため,1個と故障時の予備として1個の合計2個を保管する。【70条11】</p> <p>(2) 海洋拡散抑制設備による海洋への放射性物質の拡散抑制</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,海洋拡散抑制設備を設ける設計とする。【70条1-4】</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使用する海洋拡散抑制設備は,汚濁防止膜(「6,7</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>号機共用，屋外に保管」(以下同じ。)) (核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備で兼用 (以下同じ。))，放射性物質吸着材 (「6,7 号機共用，屋外に保管」(以下同じ。)) (核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備で兼用 (以下同じ。)) 等で構成し，汚濁防止膜は，汚染水が発電所から海洋に流出する 4 箇所 (北放水口 1 箇所及び取水口 3 箇所) に小型船舶 (汚濁防止膜設置用) (6,7 号機共用，屋外に保管) 個数 1 (予備 1) (核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備で兼用) により設置できる設計とする。【70 条 6-2】</p> <p>汚濁防止膜は，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汚濁防止膜を二重に設置することとし，北放水口側 1 箇所の設置場所に計 14 本 (高さ約 6m，幅約 20m) 及び取水口側 3 箇所の設置場所に計 24 本 (高さ約 8m，幅約 20m) の合計 38 本使用する設計とする。また，予備については，各設置場所に対して 2 本の計 8 本を保管することとし，予備を含めた保有数として設置場所 4 箇所分の合計 46 本を保管する。【70 条 8-2】</p> <p>放射性物質吸着材は，雨水排水路等に流入した汚染水が通過する際に放射性物質を吸着できるよう，6 号機及び 7 号機の雨水排水路集水柵に加え，6 号機又は 7 号機雨水排水路集水柵の損傷等により汚染水が敷地に溢れた場合のバックアップとして 5 号機雨水排水路集水柵とフラップゲート入口 3 箇所の計 6 箇所に，網目状の袋に布状の放射性物質吸着材を詰めた</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
<p>3.3 放射性物質濃度制御設備</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>3.3.1 非常用ガス処理系</p> <p>非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系乾燥装置、高性能粒子フィルタとよう素用チャコールフィルタ等を含む非常用ガス処理系フィルタ装置、非常用ガス処理系排風機等から構成される。放射性物質の放出を伴う設計基準事故時には非常用ガス処理系で原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内を負圧に保ちながら、原子炉格納容器から漏えいした放射性物質を非常用ガス処理系を通して除去・低減した後、主排気筒（内筒）より放出できる設計とする。</p>	<p>もの約1020kg（7号機雨水排水路集水桝）、約1020kg（6号機雨水排水路集水桝）、約510kg（5号機雨水排水路集水桝）、約510kg（フラップゲート1箇所当たり）を使用時に設置できる設計とする。</p> <p>放射性物質吸着材は、各設置場所に必要となる保有量に加え、6号機又は7号機雨水排水路集水桝用の放射性物質吸着材の予備として約1020kgを保管する。【70条7-2】</p> <p>3.3 放射性物質濃度制御設備</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。【44条22-3】</p> <p>3.3.1 非常用ガス処理系</p> <p>非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系乾燥装置、高性能粒子フィルタとよう素用チャコールフィルタ等を含む非常用ガス処理系フィルタ装置、非常用ガス処理系排風機等から構成される。放射性物質の放出を伴う設計基準事故時には非常用ガス処理系で原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内を負圧に保ちながら、原子炉格納容器から漏えいした放射性物質を非常用ガス処理系を通して除去・低減した後、主排気筒（内筒）より放出できる設計とする。【43条11】</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
<p>非常用ガス処理系は、原子炉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>新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵プールは、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>非常用ガス処理系は、原子炉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。【44条 24】</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。【44条 25】</p> <p>新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵プールは、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。【26条 50-2】</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区域（二次格納施設）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区域（二次格納施設）内に漏えいした放射性物質を含む気体を主排気筒（内筒）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の被ばくを低減することができる設計とする。【74条 23】</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、燃料取替床ブローアウトパネル（原子炉冷却系統施設の</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>設備, 浸水防護施設の設備で兼用) を閉止する必要がある場合には, 中央制御室から燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置 (個数 4) 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, 燃料取替床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。【74 条 26】</p> <p>非常用ガス処理系は, 非常用ディーゼル発電設備に加えて, 常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また, 燃料取替床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。【74 条 24】</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乾燥装置, 非常用ガス処理系フィルタ装置, 主排気筒 (内筒), 原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設), 原子炉建屋機器搬出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。【74 条 25】</p> <p>(1) 単一故障に係る設計</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, 配管については全周破断, 非常用ガス処理系フィル</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
<p>3.4 可燃性ガス濃度制御設備</p> <p>3.4.1 可燃性ガス濃度制御系による可燃性ガス濃度の抑制</p> <p>原子炉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、不活性ガス系により原子炉格納容器内に窒素を充てん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>夕装置については閉塞を想定しても、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。【14条7】</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。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。【14条8】</p> <p>3.4 可燃性ガス濃度制御設備</p> <p>3.4.1 可燃性ガス濃度制御系による可燃性ガス濃度の抑制</p> <p>原子炉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、不活性ガス系により原子炉格納容器内に窒素を充てん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。【44条20】</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>3.4.2 静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制</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区域（二次格納施設）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器を設ける設計とする。【68条-1-3】</p> <p>静的触媒式水素再結合器は、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区域（二次格納施設）内に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることで、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の水素爆発を防止できる設計とする。また、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器は、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）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区域（二次格納施設）4階に設置することとし、静的触媒式水素再結合器の触媒反応時の高温ガスの排出が重大事故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。【68条2】</p> <p>静的触媒式水素再結合器の流路として、設計基準対象施設設備である原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）、原子炉建屋機器搬出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</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>事故等対処設備としての設計を行う。【68条7】</p> <p>3.4.3 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出</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ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための設備として、耐圧強化ベント系を設ける設計とする。</p> <p>【67条1-1】</p> <p>原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための重大事故等対処設備として使用する耐圧強化ベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合であって、代替循環冷却系を長期使用した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を経由して主排気筒（内筒）を通して大気に放出（系統設計流量 15.8kg/s（1Pd において））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発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。【67条23】</p> <p>耐圧強化ベント系はサプレッションチェンバ及びドライウエルのいずれにも接続するが、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出するために使用する場合は、サプレッションチェンバのプール水によるスクラビング効果が期待できるサプレッションチェンバ側からの排出経路のみを使用する設計とする。【67</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p><b>条 25】</b></p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを排出するために使用する耐圧強化ベント系は、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため、系統待機中に原子炉格納容器から耐圧強化ベント弁までの配管について、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換しておく運用を保安規定に定めて管理するとともに、耐圧強化ベント系の使用前に可搬型窒素供給装置（「6,7号機共用」（以下同じ。））により外部より排出経路の配管へ不活性ガス（窒素ガス）を供給できる設計とする。また、排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所についてはバイパスラインを設け、水素ガス及び酸素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。【67条 24】</p> <p>耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁（T31-F022, T61-F002（原子炉冷却系統施設の設備で兼用）、T31-F070 及び T31-F072）は、遠隔手動弁操作設備（個数 4）（原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち圧力逃がし装置の設備を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。【67条 33】</p> <p>また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁につ</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>いては、原子炉建屋内の原子炉区域外に遠隔空気駆動弁操作ポンベを設置することで、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備（個数 2）（原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち圧力逃がし装置の設備を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の設備として兼用）の配管を経由して高圧窒素ガスを供給することにより、容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p><b>【67 条 35】</b></p> <p>また、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。<b>【67 条 34】</b></p> <p>可搬型窒素供給装置は、可搬型窒素供給装置用電源設備から給電が可能な設計とする。<b>【67 条 30】</b></p> <p>耐圧強化ベント系の流路として、設計基準対象施設である主排気筒（内筒）、原子炉格納容器及び配管貫通部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。<b>【67 条 32】</b></p> <p>3.4.4 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出</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ガス及び酸素ガスを大気へ排出す</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>るための設備として、格納容器圧力逃がし装置を設ける設計とする。【67条 1-2】</p> <p>原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための重大事故等対処設備として使用する格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ水、金属フィルタ）、ドレンタンク、よう素フィルタ、ラプチャーディスク、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不活性ガス系を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、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 31.6kg/s（2Pd 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排出を低減しつつ、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ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。【67条 4】</p> <p>フィルタ装置は、排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去し、よう素フィルタは、排気中に含まれる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水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態 <input type="text"/> 以上）に維持する設計とする。【67条 5】</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを排出するために使用する格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。また、排出経路に水素ガス及び酸素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、水素ガス及び酸素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。【67条6】</p> <p>格納容器圧力逃がし装置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5）（原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち圧力逃がし装置の設備を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。【67条11】</p> <p>また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外に遠隔空気駆動弁操作ポンベを設置することで、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備（個数3）（原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち圧力逃がし装置の設備を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の設備として兼用）の配管を経由して高圧窒素ガスを供給することにより、容易かつ確実に操作が可能な設計とする。【67条13】</p> <p>また、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。【67</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>条 12】</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、格納容器圧力逃がし装置使用時にフィルタ装置の水位が上昇した場合の水位調整のため、又は格納容器圧力逃がし装置使用後に水の放射線分解により発生する水素が系統内に蓄積することを防止するため、フィルタ装置内のスクラバ水をドレン移送ポンプによりサプレッションチェンバへ移送できる設計とする。【67条 17】</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、代替淡水源から、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、可搬型Y型ストレーナ（6,7号機共用）等によりフィルタ装置にスクラバ水を補給できる設計とする。</p> <p>【67条 18】</p> <p>スクラバ水 pH 制御設備用ポンプ（「6,7号機共用」（以下同じ。））は、可搬型窒素供給装置（「6,7号機共用」（以下同じ。））により駆動し、水酸化ナトリウム水溶液（「6,7号機共用」（以下同じ。））<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 1.2em; vertical-align: middle;"></span>（原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち圧力逃がし装置の設備を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の設備として兼用）をフィルタ装置に注入し、フィルタ装置内のスクラバ水の pH を <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 1.2em; height: 1.2em; vertical-align: middle;"></span> 以上に維持できる設計とする。【67条 20】</p> <p>可搬型窒素供給装置は、可搬型窒素供給装置用電源設備から給電が可能な設計とする。【67条 21】</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の流路として、設計基準対象施設設備である原子炉格納容器及び配管貫通部を重大事故等対処</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
<p>3.5 原子炉格納容器調気設備</p> <p>3.5.1 不活性ガス系</p> <p>不活性ガス系は、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てんすることにより、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>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。【67条44】</p> <p>3.5 原子炉格納容器調気設備</p> <p>3.5.1 不活性ガス系</p> <p>不活性ガス系は、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てんすることにより、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。【44条21】</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不活性ガス系により常時不活性化する設計とする。【67条3】</p> <p>3.6 圧力逃がし装置</p> <p>3.6.1 格納容器圧力逃がし装置</p> <p>(1) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</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、格納容器圧力逃がし装置を設ける設計とする。【65条13】</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>スクラバ水, 金属フィルタ), よう素フィルタ, ドレンタンク, ラプチャーディスク, 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不活性ガス系を經由して, フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き, 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 31.6kg/s (2Pd 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。【65 条 14】</p> <p>フィルタ装置は, 排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去し, よう素フィルタは, 排気中に含まれる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水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態 (□以上) に維持する設計とする。【65 条 15】</p> <p>格納容器圧力逃がし装置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, ダイヤフラムフロア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 16】</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使用する格納容器圧力逃がし装置は, 排気中に含まれる可燃性ガスによる水素爆発</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>を防止するため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。また、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。【65 条 17】</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で 2 個設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・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。【65 条 18】</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の使用後に再度、代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。【65 条 19】</p> <p>格納容器圧力逃がし装置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 5）（原子炉冷却系統施設の設備、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち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の設備で兼用）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。【65 条 20】</p> <p>また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外に遠隔空気駆動弁操作</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>用ポンベを設置することで、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備（個数 3）（原子炉冷却系統施設の設備，原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち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の設備で兼用）の配管を経由して高圧窒素ガスを供給することにより，容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p><b>【65 条 22】</b></p> <p>また，排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により，中央制御室から操作が可能な設計とする。<b>【65 条 23】</b></p> <p>系統内に設けるラプチャーディスクは，格納容器圧力逃がし装置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><b>【65 条 24】</b></p> <p>格納容器圧力逃がし装置は，格納容器圧力逃がし装置使用時にフィルタ装置の水位が上昇した場合の水位調整のため，又は格納容器圧力逃がし装置使用後に水の放射線分解により発生する水素が系統内に蓄積することを防止するため，フィルタ装置内のスクラバ水をドレン移送ポンプによりサブプレッションチェンバへ移送できる設計とする。<b>【65 条 33】</b></p> <p>格納容器圧力逃がし装置は，代替淡水源から，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），可搬型 Y 型ストレーナ等によりフィルタ装置にスクラバ水を補給できる設計とする。<b>【65 条 31】</b></p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>スクラバ水 pH 制御設備用ポンプは、可搬型窒素供給装置により駆動し、水酸化ナトリウム水溶液（<input type="text"/>）（原子炉冷却系統施設の設備、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち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の設備で兼用）をフィルタ装置に注入し、フィルタ装置内のスクラバ水の pH を <input type="text"/> 以上に維持できる設計とする。【65 条 30】</p> <p>可搬型窒素供給装置は、可搬型窒素供給装置用電源設備により給電できる設計とする。【65 条 28】</p> <p>格納容器圧力逃がし装置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、原子炉建屋内の原子炉区域外とし、一次隔離弁（サプレッションチェンバ側）の操作を行う原子炉建屋地下 1 階、一次隔離弁（ドライウェル側）の操作を行う原子炉建屋地上 2 階には遮蔽体（遠隔手動弁操作設備遮蔽）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、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁操作ができるよう、原子炉建屋地下 1 階においては格納容器圧力逃がし装置入口配管側（原子炉区域外）に <input type="text"/> の遮蔽厚さを有し、原子炉建屋地上 2 階においては格納容器圧力逃がし装置入口配管側（原子炉区域外）に <input type="text"/> の遮蔽厚さを有する設計とする。【65 条 21】</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器及び配管貫通部を重大事故等対処設備</p>

：基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>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。【65条 41】</p> <p>a. 多様性，位置的分散及び独立性</p> <p>代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は，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。【65条 34-2】</p> <p>代替循環冷却系は，非常用ディーゼル発電設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。また，格納容器圧力逃がし装置は，非常用ディーゼル発電設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。格納容器圧力逃がし装置は，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。【65条 35-2】</p> <p>代替循環冷却系の復水移送ポンプは廃棄物処理建屋内に，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内に設置し，格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置，よう素フィルタ及びラプチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外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。【65条 38-2】</p> <p>代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は，共通要因</p>

 : 基本設計方針に関する説明資料提出時からの変更箇所

変 更 前	変 更 後
	<p>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。【65条 39-2】</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、代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、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。【65条 40-2】</p>
<p>4. 設備の共用</p> <p>不活性ガス系は、5号機、6号機及び7号機で共用とするが、各号機に必要な容量をそれぞれ確保するとともに、号機間の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、安全性を損なわない設計とする。【15条 25】</p>	<p>4. 設備の共用</p> <p>変更なし</p>
<p>5. 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>5. 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>本系統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>