

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	補足-140-7 改2
提出年月日	平成30年9月12日

設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書
に係る補足説明資料のうち
補足-140-7【基本設計方針から工認添付説明書および
様式-1への展開表
(原子炉格納施設)】

平成30年9月
日本原子力発電株式会社

基本設計方針から工認添付説明書及び様式－1への展開表

【対象施設：原子炉格納施設】

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
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>	-	- (用語の定義のみ)
<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(5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関を除く。), 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(5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関を除く。), 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>	-	1. 共通的に適用される設計
<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>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>	-	- (追加要求事項なし)
<p>原子炉格納容器は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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。また、原子炉冷却材喪失時及び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>原子炉格納容器は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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。また、原子炉冷却材喪失時及び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】</p>	-	- (追加要求事項なし)
<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</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</p>	<p>原子炉格納施設 要目表</p> <p>原子炉格納施設 原子炉格納容器（配管貫通部及び電気配線貫通部）の配置を明示した図面</p> <p>8.1.4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部</p>	<p>(追加要求事項ではないが、本工認で必要な設計)</p> <p>4.5 原子炉格納容器の電気配線貫通部の設計</p>

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
納容器バウンダリの健全性を保つ設計とする。	納容器バウンダリの健全性を保つ設計とする。 【44条3】	構造図 8.1.4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	
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。	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。 【44条4】	—	— (追加要求事項なし)
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。	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】	原子炉格納施設 要目表 原子炉格納施設 原子炉格納容器(配管貫通部及び電気配線貫通部)の配置を明示した図面 8.1.4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部 構造図 8.1.4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	(追加要求事項ではないが, 本工認で必要な設計) 4.5 原子炉格納容器の電気配線貫通部の設計
	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21】【63条29】【63条26】【64条5】 【64条12】【64条23】【64条32】【64条42】 【64条50】【65条11】【65条29】【66条5】 【66条13】【67条7】【67条15】	V-1-1-4-7-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉格納施設) V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書 2. 基本方針 3.2 原子炉格納容器の重大事故時における設計条件 4. 重大事故時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価及びその他影響確認	2.1 機能に係る設計条件の設定 2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ①原子炉格納容器 2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 3.1 原子炉格納容器に係る設計
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	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	—	— (追加要求事項なし)

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式 1 への反映結果
変更前	変更後		
が可能な設計とする。	が可能な設計とする。 【44 条 6】		
原子炉冷却材圧力バウンダリに連絡するか、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。	原子炉冷却材圧力バウンダリに連絡するか、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 7】	—	— (追加要求事項なし)
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、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。	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、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。 【44 条 8】	—	— (追加要求事項なし)
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。	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。 【44 条 9】	—	— (追加要求事項なし)
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。	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 10】	—	— (追加要求事項なし)

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	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11】	V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 3.1.9 原子炉格納容器隔離弁	3.1 原子炉格納容器に係る設計 (2) 各機器固有の設計 c. 原子炉格納容器隔離弁に係る設計
設計基準事故の収束に必要な非常用炉心冷却系、可燃性ガス濃度制御系及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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。	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系、可燃性ガス濃度制御系、不活性ガス系及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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。 【44条12】	V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 2. 基本方針 3. 原子炉格納施設の設計条件	3.1 原子炉格納容器に係る設計 (2) 各機器固有の設計 c. 原子炉格納容器隔離弁に係る設計
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。	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。また、重大事故等の収束に必要な設備に係る配管の隔離弁は、遠隔操作により容易かつ確実に開閉操作ができる設計とする。 【44条13】	V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 3. 原子炉格納施設の設計条件	3.1 原子炉格納容器に係る設計 (2) 各機器固有の設計 c. 原子炉格納容器隔離弁に係る設計
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、隔離弁を設置したのと同等の隔離機能を有する設計とする。	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、隔離弁を設置したのと同等の隔離機能を有する設計とする。 【44条14】	—	— (追加要求事項なし)
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。	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15】	—	— (追加要求事項なし)
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。	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16】	—	— (追加要求事項なし)
隔離弁は、想定される漏えい量その他の漏えい試	隔離弁は、想定される漏えい量その他の漏えい試	—	—

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
<p>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>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17】</p>		(追加要求事項なし)
<p>2. 原子炉建屋 2.1 原子炉建屋原子炉棟等 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>2. 原子炉建屋 2.1 原子炉建屋原子炉棟等 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。 【44条20】</p>	—	— (追加要求事項なし)
<p>ドライウエル内ガス冷却装置は、冷却コイル及び送風機よりなる装置で、ドライウエル内のガスを循環冷却する設計とする。</p>	<p>ドライウエル内ガス冷却装置は、冷却コイル及び送風機よりなる装置で、ドライウエル内のガスを循環冷却する設計とする。 【44条21】</p>	—	— (追加要求事項なし)
<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。 【44条22】</p>	—	— (追加要求事項なし)
<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>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。 【44条24】</p>	—	— (追加要求事項なし)
<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、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、放射性物質の放散を防ぐことにより、放射性物質の放出による公衆への影響を低減できる設計とする。</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、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、放射性物質の放散を防ぐことにより、放射性物質の放出による公衆への影響を低減できる設計とする。 【26条51】</p>	—	— (追加要求事項なし)

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	<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外側ブローアウトパネルは、閉状態の維持又は開放時に再開止が可能な設計とする。</p> <p>【68条3】【74条22】</p>	<p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉格納施設)</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 3.1.16 原子炉建屋原子炉棟</p> <p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 別添-4 ブローアウトパネル関連設備の設計方針</p>	<p>3.5 原子炉建屋原子炉棟に係る設計</p> <p>4.3 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの設計 ブローアウトパネル閉止装置の設計</p>
	<p>原子炉建屋原子炉棟は、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設計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、重大事故等対象設備の基本方針のうち多様性及び独立性並びに位置的分散の設計方針は適用しない。</p> <p>【74条24】</p>	<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2.1 多重性及び多様性及び独立性並びに位置的分散 3.6 原子炉格納施設</p>	<p>3.5 原子炉建屋原子炉棟に係る設計</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、ドライウエル内蒸気の凝縮が進み、ドライウエル圧力がサブプレッション・チェンバ圧力より下がった場合に、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11台の真空破壊装置が、圧力差により自動的に働くことにより、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、あるいはドライウエルの破損を防止する設計とする。</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、ドライウエル内蒸気の凝縮が進み、ドライウエル圧力がサブプレッション・チェンバ圧力より下がった場合に、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11台の真空破壊装置が、圧力差により自動的に働くことにより、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、あるいはドライウエルの破損を防止する設計とする。</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>【20条17】【57条17】</p>	<p>—</p>	<p>— (追加要求事項なし)</p>
	<p>原子炉格納容器内に設置される真空破壊装置は、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圧力差により自動的に働き、サブプレッション・</p>	<p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉格納施設)</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p>	<p>3.4 真空破壊装置の設計</p>

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>チェンバのプール水逆流並びにドライウェルとサプレッション・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>【63条22】【63条30】【63条26】【64条6】 【64条13】【64条24】【64条33】【64条43】 【64条51】【65条12】【65条30】【66条6】 【66条14】【67条8】【67条16】</p>	3.1.15 真空破壊装置	
<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</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系）を設ける。</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</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系）を設ける。</p> <p>【44条27】</p>	—	— (追加要求事項なし)
<p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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>【44条28】</p>	—	— (追加要求事項なし)
<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系）を設置する。</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（格納容器スプレイ冷却系）を設置する。</p>	—	— (追加要求事項なし)

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	【44条20】		
<p>残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)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>残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)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>【44条25】</p>	-	- (追加要求事項なし)
<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する原子炉格納容器安全設備のポンプは、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>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する原子炉格納容器安全設備のポンプは、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。</p> <p>【44条29】【54条107】</p>	V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2.3 環境条件等	2. 原子炉格納施設の兼用する設計 2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 2.6 各機器固有の設計 (1) 設備共通の設計 c. 圧力低減設備のポンプの有効吸込水頭に係る設計
<p>残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)の仕様は、設置(変更)許可を申請し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系)の仕様は、設置(変更)許可を申請し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30】</p>	-	- (追加要求事項なし)
<p>サブプレッション・チェンバは、設計基準対処施設として容量3,400 m³、個数1個を設置する。</p>	<p>サブプレッション・チェンバは、設計基準対処施設として容量3,400 m³、個数1個を設置する。</p> <p>【44条31】</p>	-	- (追加要求事項なし)
<p>残留熱除去系ポンプ(格納容器スプレイ冷却系)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(格納容器スプレイ冷却系)が停止中に開閉試験ができる設計とする。</p>	<p>残留熱除去系ポンプ(格納容器スプレイ冷却系)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(格納容器スプレイ冷却系)が停止中に開閉試験ができる設計とする。</p> <p>【44条33】</p>	-	- (追加要求事項なし)

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	<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系)のスプレイヘッダ(サブプレッション・チェンバ側)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>【14条11】</p>	<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散</p> <p>3.6 原子炉格納施設</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用する設計</p> <p>2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>③原子炉格納容器安全設備</p> <p>・格納容器スプレイヘッダ</p> <p>2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>4.1 放射性物質濃度低減設備の単一故障に係る設備</p>
	<p>また、このような場合においても、残留熱除去系2系統にてドライウェルスプレイを行うか、又は1系統をドライウェルスプレイ、もう1系統を残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)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12】</p>	<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散</p> <p>3.6 原子炉格納施設</p>	<p>4.1 放射性物質濃度低減設備の単一故障に係る設備</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系)が使用できる場合は重大事故等対処設備として使用できる設計とする。</p> <p>【64条2】</p>	<p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉冷却系統施設)</p> <p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉格納施設)</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>3.2.2 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>③残留熱除去設備</p> <p>・残留熱除去系</p>
	<p>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系)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系)を復旧できる設計とする。</p> <p>【64条15】</p>	<p>第1-4-1図 単線結線図 (1/5)</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18.5 各機器固有の設計</p> <p>(2) その他各設備固有の設計</p> <p>b. 残留熱除去設備</p> <p>(a) 残留熱除去系への電源供給に関する設計</p>
	<p>残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)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ブプレッション・チェンバのプール水を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</p>	<p>第1-4-1図 単線結線図 (1/5)</p> <p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉冷却系統施設)</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>③残留熱除去設備</p> <p>・残留熱除去系</p>

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>ることで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。本システムに使用する冷却水は残留熱除去系海水系又は緊急用海水系から供給できる設計とする。</p> <p>【64条16】</p>	<p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉格納施設)</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書 3.2.2 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能 3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能</p>	<p>18.5 各機器固有の設計 (2) その他各設備固有の設計 b. 残留熱除去設備 (a) 残留熱除去系への電源供給に関する設計</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残留熱除去系海水系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系)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系)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系)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で原子炉格納容器を冷却できる設計とする。本システムに使用する冷却水は残留熱除去系海水系又は緊急用海水系から供給できる設計とする。</p> <p>【64条35】</p>	<p>第1-4-1図 単線結線図(1/5)</p> <p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉冷却系統施設)</p> <p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉格納施設)</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書 3.2.2 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能 3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能</p>	<p>V-1-10-3 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ③残留熱除去設備 ・残留熱除去系 18.5 各機器固有の設計 (2) その他各設備固有の設計 b. 残留熱除去設備 (a) 残留熱除去系への電源供給に関する設計</p>
	<p>残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、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多様性及び独立性並びに位置的分散の設計方針は適用しない。</p> <p>【64条52】</p>	<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 3.6 原子炉格納施設</p>	<p>V-1-10-3 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ③残留熱除去設備 ・残留熱除去系</p>
3.2.2 サプレッション・プール冷却系	3.2.2 サプレッション・プール冷却系	—	—

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
<p>残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）は、サブプレッション・チェンバのプール水を水源とし、残留熱除去系ポンプより残留熱除去系熱交換器を介して循環冷却することにより、サブプレッション・チェンバのプール水を除熱できる設計とする。</p>	<p>残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）は、サブプレッション・チェンバのプール水を水源とし、残留熱除去系ポンプより残留熱除去系熱交換器を介して循環冷却することにより、サブプレッション・チェンバのプール水を除熱できる設計とする。</p> <p>【44条32】</p>		<p>（追加要求事項なし）</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・プール冷却系）が使用できる場合は重大事故等対処設備として使用できる設計とする。</p> <p>【64条2】</p>	<p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書 3.2.2 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能</p>	<p>V-1-10-3 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ③残留熱除去設備 ・残留熱除去系</p>
	<p>残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）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、残留熱除去系海水系又は緊急用海水系から供給できる設計とする。</p> <p>【64条26】</p>	<p>第1-4-1図—単線結線図(1/5)—</p> <p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書 3.2.2—重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能 3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能</p>	<p>V-1-10-3 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ③残留熱除去設備 ・残留熱除去系 18.5 各機器固有の設計 (2) その他各設備固有の設計 b. 残留熱除去設備 (a) 残留熱除去系への電源供給に関する設計</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残留熱除去系海水系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・プール冷却系）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・プール冷却系）を復旧できる設計とする。</p> <p>【64条24】【64条43】</p>	<p>第1-4-1図—単線結線図(1/5)—</p> <p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書 3.2.2—重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能 3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能</p>	<p>V-1-10-3 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ③残留熱除去設備 ・残留熱除去系 18.5 各機器固有の設計 (2) その他各設備固有の設計 b. 残留熱除去設備 (a) 残留熱除去系への電源供給に関する設計</p>
	<p>残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）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熱交</p>	<p>第1-4-1図—単線結線図(1/5)—</p>	<p>V-1-10-3 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p>

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>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。本システムに使用する冷却水は、残留熱除去系海水系又は緊急用海水系から供給できる設計とする。</p> <p>【64条25】【64条43】</p>	<p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉冷却系統施設)</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書 3.2.2 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能 3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能</p>	<p>③残留熱除去設備 ・残留熱除去系</p> <p>18.5 各機器固有の設計 (2) その他各設備固有の設計 b. 残留熱除去設備 (a) 残留熱除去系への電源供給に関する設計</p>
	<p>残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)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多様性及び独立性並びに位置的分散の設計方針は適用しない。</p> <p>【64条52】</p>	<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 3.6 原子炉格納施設</p>	<p>V-1-10-3 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ③残留熱除去設備 ・残留熱除去系</p>
	<p>3.2.3 ほう酸水注入系 炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心のベDESTAL(ドライウエル部)の床面への落下を遅延・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)、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38】</p>	<p>V-1-1-4-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (計測制御系統施設)</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書 3.2.2 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能</p>	<p>V-1-10-5 「計測制御系統施設」の様式-1</p> <p>2. 計測制御系統施設の兼用に関する設計 2.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ① ほう酸水注入系</p>
	<p>ほう酸水注入系は、ほう酸水注入ポンプにより、ほう酸水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、熔融炉心のベDESTAL(ドライウエル部)の床面への落下を遅延・防止する設計とする。</p> <p>【66条39】</p>	<p>V-1-1-4-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (計測制御系統施設)</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書 3.2.2 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能</p>	<p>V-1-10-5 「計測制御系統施設」の様式-1</p> <p>2. 計測制御系統施設の兼用に関する設計 2.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ① ほう酸水注入系</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</p>	<p>V-1-1-4-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉本体)</p>	<p>V-1-10-5 「計測制御系統施設」の様式-1</p> <p>2. 計測制御系統施設の兼用に関する設計 2.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p>

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>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処設備としての設計を行う。</p> <p>【66条40】</p>	<p>V-3-3-3 原子炉圧力容器内部構造物の強度計算書</p> <p>V-3-別添6 炉心支持構造物の強度に関する説明書</p>	<p>① ほう酸水注入系</p>
	<p>3.2.4 代替格納容器スプレイ冷却系</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。</p> <p>【64条1】</p>	<p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書</p> <p>3.2.2 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>③残留熱除去設備</p> <p>・残留熱除去系</p>
	<p>(1) 常設低圧代替注水系ポンプ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系）が機能喪失した場合の重大事故等処設備として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内のスプレイヘッド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を低下させることができる設計とする。</p> <p>【64条3】</p>	<p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書</p> <p>3.2.2 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>③残留熱除去設備</p> <p>・残留熱除去系</p>
	<p>代替格納容器スプレイ冷却系（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>【64条4】</p>	<p>第1-4-1図 単線結線図 (1/5)</p> <p>第1-4-2図 単線結線図 (2/5)</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書</p> <p>3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.5 各機器固有の設計</p> <p>(2) その他各設備固有の設計</p> <p>b. 残留熱除去設備</p> <p>(a) 残留熱除去系への電源供給に関する設計</p>

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系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系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）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、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内のスプレイヘッド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を低下させることができる設計とする。</p> <p>【64条13】</p>	<p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書 3.2.2 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能</p>	<p>V-1-10-3 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ③残留熱除去設備 ・残留熱除去系</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系）が機能喪失した場合及び全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系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系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が起動できない場合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）は、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由してスプレイヘッド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33】</p>	<p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書 3.2.2 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能</p>	<p>V-1-10-3 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ③残留熱除去設備 ・残留熱除去系</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。</p> <p>【64条51】</p>	<p>V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書 3.2.2 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能</p>	<p>V-1-10-3 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ③残留熱除去設備 ・残留熱除去系</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系）と共通</p>	<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p>	<p>V-1-10-3 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p>

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>要因によって同時に機能を損なわないよう、常設低圧代替注水系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系)に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>【64条53】</p>	<p>2.1 多重性又は多様性及び独立性並び位置的分散</p> <p>3.6 原子炉格納施設</p>	<p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>③残留熱除去設備</p> <p>・残留熱除去系</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。</p> <p>【64条54】</p>	<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2.1 多重性又は多様性及び独立性並び位置的分散</p> <p>3.6 原子炉格納施設</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>③残留熱除去設備</p> <p>・残留熱除去系</p>
	<p>また、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)は、代替淡水貯槽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系)に対して異なる水源を有する設計とする。常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ及びサブプレッション・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>【64条55】</p>	<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2.1 多重性又は多様性及び独立性並び位置的分散</p> <p>3.6 原子炉格納施設</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>③残留熱除去設備</p> <p>・残留熱除去系</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。</p>	<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2.1 多重性又は多様性及び独立性並び位置的分散</p> <p>3.6 原子炉格納施設</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>③残留熱除去設備</p> <p>・残留熱除去系</p>

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	【64条61】		
	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、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系）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62】	V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 3.6 原子炉格納施設	V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ③残留熱除去設備 ・残留熱除去系
	原子炉格納容器安全設備のうち、代替淡水貯槽を水源とする原子炉格納容器安全設備のポンプは、代替淡水貯槽の圧力及び温度により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109】	V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2.3 環境条件等	V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ③残留熱除去設備 ・残留熱除去系
	(2) 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替格納容器スプレイ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系）の機能が喪失した場合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（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプ（直列2台）により西側淡水貯水設備の水を、可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由してスプレイヘッド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を低下させることができる設計とする。 【64条7】	V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設） V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 3.2.2 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能	V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・低圧代替注水系 （水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。）
	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系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）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、可搬型代替注水中型ポンプ（直列2台）により西側淡水貯水設備の水を、可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由してスプレイヘッドからドライウ	V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設） V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 3.2.2 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能	V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・低圧代替注水系 （水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。）

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>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を低下させることができる設計とする。</p> <p>【64条14】</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系）が機能喪失した場合及び全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系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系）及び残留熱除去系（サブプレッジョン・プール冷却系）が起動できない場合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（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプ（直列2台）により西側淡水貯水設備の水を、可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由してスプレイヘッド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34】</p>	<p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書 3.2.2 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能</p>	<p>V-1-10-3 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <p>・低圧代替注水系 （水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。）</p>
	<p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備及び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、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、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8】</p>	<p>第1-4-1図 単線結線図 (1/5)</p> <p>第1-4-2図 単線結線図 (2/5)</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書 3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能</p> <p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p>	<p>V-1-10-3 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <p>・低圧代替注水系 （水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。）</p> <p>18.5 各機器固有の設計</p> <p>(2) その他各設備固有の設計</p> <p>c. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <p>(a) 低圧炉心スプレイ系への電源供給に関する設計</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。</p>	<p>V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書 3.2.2 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能</p>	<p>V-1-10-3 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p>

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	【64条51】		<ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系 (水源に係る設備, 大気への拡散抑制設備を含む。)
	<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系)と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを空冷式の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系)に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>【64条56】</p>	<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2.1 多重性又は多様性及び独立性並び位置的分散</p> <p>3.6 原子炉格納施設</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系 (水源に係る設備, 大気への拡散抑制設備を含む。)
	<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。</p> <p>【64条57】</p>	<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2.1 多重性又は多様性及び独立性並び位置的分散</p> <p>3.6 原子炉格納施設</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系 (水源に係る設備, 大気への拡散抑制設備を含む。)
	<p>また, 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)は, 西側淡水貯水設備又は代替淡水貯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系)に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p>【64条58】</p>	<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2.1 多重性又は多様性及び独立性並び位置的分散</p> <p>3.6 原子炉格納施設</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系 (水源に係る設備, 大気への拡散抑制設備を含む。)
	<p>可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは, 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</p>	<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2.1 多重性又は多様性及び独立性並び位置的分散</p> <p>3.6 原子炉格納施設</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>図る設計とする。</p> <p>【64条59】</p>		<p>(水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。)</p>
	<p>可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、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60】</p>	<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2.1 多重性又は多様性及び独立性並び位置的分散</p> <p>3.6 原子炉格納施設</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系 <p>(水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。)</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。</p> <p>【64条61】</p>	<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2.1 多重性又は多様性及び独立性並び位置的分散</p> <p>3.6 原子炉格納施設</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系 <p>(水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。)</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系)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62】</p>	<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2.1 多重性又は多様性及び独立性並び位置的分散</p> <p>3.6 原子炉格納施設</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系 <p>(水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。)</p>
	<p>原子炉格納容器安全設備のうち、代替淡水貯槽、西側淡水貯槽、SA用海水ピットを水源とする原子炉格納容器安全設備のポンプは、代替淡水貯槽、西側淡水貯槽、SA用海水ピットの圧力及び温度により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109】</p>	<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2.3 環境条件等</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系 <p>(水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。)</p>
	<p>3.2.5 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、</p>	<p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉冷却系統施設)</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p>

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>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及び炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延・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、溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延・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注入と並行して行う。</p> <p>【65条1】【66条29】</p>	<p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能</p> <p>別添4 代替循環冷却系の設計</p>	<p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>③残留熱除去設備</p> <p>・残留熱除去系</p>
	<p>代替循環冷却系は、Mark-II型原子炉格納容器の特徴を踏まえ多重性を有する設計とし、代替循環冷却系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格納容器内へスプレイするとともに、原子炉注水及びサブプレッション・チェンバのプール水の除熱を行うことで、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。また、本系統に使用する冷却水は、残留熱除去系海水系又は緊急用海水系により冷却できる設計とする。</p> <p>【65条2】</p>	<p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能</p> <p>別添4 代替循環冷却系の設計</p>	<p>V-1-10-3 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>③残留熱除去設備</p> <p>・残留熱除去系</p>
	<p>代替循環冷却系は、代替循環冷却系ポンプにより、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>本系統に使用する冷却水は、残留熱除去系海水系又は緊急用海水系から供給できる設計とする。</p> <p>【66条30】</p>	<p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>別添4 代替循環冷却系の設計</p>	<p>V-1-10-3 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>③残留熱除去設備</p> <p>・残留熱除去系</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</p>	<p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p>	<p>V-1-10-3 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p>

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	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、格納容器ベント管を経て、サブレーション・チェンバに戻ることで循環できる設計とする。 【65条4】	3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能 別添4 代替循環冷却系の設計	18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ③残留熱除去設備 ・残留熱除去系
	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からの給電が可能な設計とする。 【65条5】【66条31】	第1-4-1図 単線結線図 (1/5) 第1-4-2図 単線結線図 (2/5) V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書 3.2.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能	V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ③残留熱除去設備 ・残留熱除去系 18.5 各機器固有の設計 (2) その他各設備固有の設計 b. 残留熱除去設備 (a) 残留熱除去系への電源供給に関する設計
	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、原子炉压力容器、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。 【65条10】【66条32】	V-1-1-4-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉本体) V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉冷却系統施設) V-3-3-3 原子炉压力容器内部構造物の強度計算書 V-3-別添6 炉心支持構造物の強度に関する説明書	V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ③残留熱除去設備 ・残留熱除去系
	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32】	V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2.1 多重性又は多様性及び独立性並び位置的分散 3.6 原子炉格納施設	V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ③残留熱除去設備 ・残留熱除去系
	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、格納容器圧力逃がし装置は、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	V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2.1 多重性又は多様性及び独立性並び位置的分散 3.6 原子炉格納施設	V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ③残留熱除去設備 ・残留熱除去系

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>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。</p> <p>【65条33】</p>		
	<p>代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッション・チェンバは原子炉建屋原子炉棟内に設置し、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は原子炉建屋近傍の格納容器圧力逃がし装置格納槽(地下埋設)に、第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ポンベユニット(空気ポンベ)及び第二弁操作室差圧計は原子炉建屋付属棟に、圧力開放板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。</p> <p>【65条34】</p>	<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2.1 多重性又は多様性及び独立性並び位置的分散</p> <p>3.6 原子炉格納施設</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>③残留熱除去設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系
	<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。</p> <p>【65条35】</p>	<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2.1 多重性又は多様性及び独立性並び位置的分散</p> <p>3.6 原子炉格納施設</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>③残留熱除去設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系
	<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。</p> <p>【65条36】</p>	<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2.1 多重性又は多様性及び独立性並び位置的分散</p> <p>3.6 原子炉格納施設</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>③残留熱除去設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系
	<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する原子炉格納容器安全設備のポンプは、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))</p>	<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2.3 環境条件等</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>③残留熱除去設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>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107】</p>		
	<p>3.2.6 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、ペDESTAL（ドライウエル部）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。また、熔融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下するまでに、ペDESTAL（ドライウエル部）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。なお、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水及び格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水と合わせて、熔融炉心が原子炉圧力容器からペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する場合に、熔融炉心とペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの相互作用による侵食及び熔融炉心からペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートへの熱影響を抑制するため、ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設ける設計とする。</p> <p>【66条1】</p>	<p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書</p> <p>3.2.4 重大事故等時における原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却機能</p> <p>別添2 コリウムシールド的设计</p>	<p>V-1-10-3 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。） <p>4.4 コリウムシールド的设计</p>
	<p>(1) 常設低圧代替注水系ポンプによるペDESTAL（ドライウエル部）への注水</p> <p>ペDESTAL（ドライウエル部）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、格納容器下部注水系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を格納容器下部注水系配管等を経由してペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、熔融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設ける設計とする。</p>	<p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書</p> <p>3.2.4 重大事故等時における原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却機能</p>	<p>V-1-10-3 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。） <p>4.4 コリウムシールド的设计</p>

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>ル部)にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>【66条2】</p>	別添2 コリウムシールドの設計	
	<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。</p> <p>【66条3】</p>	<p>第1-4-1図 単線結線図(1/5)</p> <p>第1-4-2図 単線結線図(2/5)</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>3.2.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却機能</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <p>→ 低圧代替注水系</p> <p>——(水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。)</p> <p>18.5 各機器固有の設計</p> <p>(2) その他各設備固有の設計</p> <p>c. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <p>(a) 低圧炉心スプレイ系への電源供給に関する設計</p>
	<p>コリウムシールドは、溶融炉心がペDESTAL(ドライウェル部)へと落下した場合において、溶融炉心とペDESTAL(ドライウェル部)のコンクリートの相互作用による侵食及び溶融炉心からペDESTAL(ドライウェル部)のコンクリートへの熱影響を抑制するため、寸法が高さ1.88m、厚さ0.15m、材料がジルコニア(ZrO₂)、個数が1個の設計とする。なお、コリウムシールドは、耐震性を有する設計とする。</p> <p>【66条4】</p>	<p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>3.2.4 重大事故等時における原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却機能</p> <p>別添2 コリウムシールドの設計</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <p>・低圧代替注水系</p> <p>(水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。)</p> <p>4.4 コリウムシールドの設計</p>
	<p>原子炉格納容器安全設備のうち、代替淡水貯槽を水源とする原子炉格納容器安全設備のポンプは、代替淡水貯槽の圧力及び温度により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109】</p>	<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2.3 環境条件等</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <p>・低圧代替注水系</p> <p>(水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。)</p>

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>(2) 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによるペDESTAL(ドライウェル部)への注水</p> <p>ペDESTAL(ドライウェル部)に落下した溶融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、格納容器下部注水系(可搬型)は、可搬型代替注水中型ポンプ(直列2台)により、西側淡水貯水設備の水を建屋内にあらかじめ敷設した格納容器下部注水系配管等を経由してペDESTAL(ドライウェル部)へ注水し、溶融炉心が落下するまでにペDESTAL(ドライウェル部)にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>なお、可搬型代替注水大型ポンプにより、代替淡水貯槽の水を建屋内にあらかじめ敷設した格納容器下部注水系配管等を経由してペDESTAL(ドライウェル部)へ注水し、溶融炉心が落下するまでにペDESTAL(ドライウェル部)にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>【66条7】</p>	<p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉冷却系統施設)</p> <p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉格納施設)</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書</p> <p>3.2.4 重大事故等時における原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却機能</p> <p>別添2 コリウムシールド的设计</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <p>・低圧代替注水系 (水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。)</p> <p>4.4 コリウムシールド的设计</p>
	<p>格納容器下部注水系(可搬型)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。また、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、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8】</p>	<p>第1-4-1図 単線結線図 (1/5)</p> <p>第1-4-2図 単線結線図 (2/5)</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書</p> <p>3.2.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却機能</p> <p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉冷却系統施設)</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <p>・低圧代替注水系 (水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。)</p> <p>18.5 各機器固有の設計</p> <p>(2) その他各設備固有の設計</p> <p>c. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <p>(a) 低圧炉心スプレイ系への電源供給に関する設計</p>
	<p>コリウムシールドは、溶融炉心がペDESTAL(ドライウェル部)へと落下した場合におい</p>	<p>V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p>

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>て、溶融炉心とペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートの相互作用による侵食及び溶融炉心からペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートへの熱影響を抑制するため、寸法が高さ1.88 m、厚さ0.15 m、材料がジルコニア（ZrO₂）、個数が1個の設計とする。なお、コリウムシールドは、耐震性を有する設計とする。</p> <p>【66条11】</p>	<p>3.2.4 重大事故等時における原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却機能</p> <p>別添2 コリウムシールドの設計</p>	<p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系 <p>（水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。）</p> <p>4.4 コリウムシールドの設計</p>
	<p>原子炉格納容器安全設備のうち、代替淡水貯槽、西側淡水貯槽、SA用海水ピットを水源とする原子炉格納容器安全設備のポンプは、ほう酸水貯蔵タンク、代替淡水貯槽、西側淡水貯槽、SA用海水ピットの圧力及び温度により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109】</p>	<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2.3 環境条件等</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系 <p>（水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。）</p>
	<p>(3) 多重性又は多様性及び独立性、位置的分散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、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）の常設低圧代替注水系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及び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）の可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプ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>また、格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプは、西側淡水貯槽設備を水源とすることで、代替淡水貯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。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプは、常設低圧代替注水系格納槽内に設置し、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは常設</p>	<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2.1 多重性又は多様性及び独立性並び位置的分散</p> <p>3.6 原子炉格納施設</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系 <p>（水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。）</p>

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>低圧代替注水系格納槽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>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、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。</p> <p>【66条41】</p>		
	<p>3.2.7 ペDESTAL排水系</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、ペDESTAL(ドライウエル部)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、ペDESTAL排水系を設ける設計とする。</p> <p>【66条42】</p>	<p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>3.2.4 重大事故等時における原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却機能</p> <p>別添2 コリウムシールドの設計</p>	<p>V-1-10-6「放射性廃棄物の廃棄施設」の様式-1</p> <p>3. 格納容器機器ドレンサンプ及び格納容器床ドレンサンプに関する設計</p> <p>4.4 コリウムシールドの設計</p>
	<p>ペDESTAL排水系は、ドライウエル圧力高信号及び原子炉水位異常低下信号により、ペDESTAL(ドライウエル部)内へ流入する配管に対してペDESTAL(ドライウエル部)外側に設置した制限弁を自動閉止し、ペDESTAL(ドライウエル部)への流入水を制限するとともに、格納容器床ドレンサンプに貯留された水が格納容器床ドレンサンプ及び格納容器機器ドレンサンプの排水流路により排出されることで、必要な水位を維持できる設計とする。また、ベント管に接続する排水弁は、原子炉圧力容器破損前に閉とし、原子炉圧力容器破損後のペDESTAL水のサブプレッション・チェンパへの流出を防止する設計とする。</p> <p>【66条43】</p>	<p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>3.2.4 重大事故等時における原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却機能</p> <p>別添2 コリウムシールドの設計</p>	<p>V-1-10-6「放射性廃棄物の廃棄施設」の様式-1</p> <p>3. 格納容器機器ドレンサンプ及び格納容器床ドレンサンプに関する設計</p> <p>4.4 コリウムシールドの設計</p>
	<p>格納容器床ドレンサンプの排水流路のうち、格納容器床ドレンサンプ導入管は、ペDESTAL(ドライウエル部)内の水位を常時1mに維持するため、格納容器床ドレンサンプ床面から高</p>	<p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>3.2.4 重大事故等時における原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却機能</p> <p>別添2 コリウムシールドの設計</p>	<p>V-1-10-6「放射性廃棄物の廃棄施設」の様式-1</p> <p>3. 格納容器機器ドレンサンプ及び格納容器床ドレンサンプに関する設計</p>

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>さが1mの設計とする。また、格納容器機器ドレンサンプの排水流路のうち、格納容器機器ドレンサンプ導入管は、ペDESTAL(ドライウェル部)内の水位が1.2m以上であるときに、格納容器床ドレンサンプの排水流路に加え、格納容器機器ドレンサンプの排水流路から排出するため、格納容器床ドレンサンプ床面から高さが1.2mの設計とする。なお、格納容器床ドレンサンプ及び格納容器機器ドレンサンプの排水流路は、原子炉圧力容器破損後に排水流路内でデブリが凝固する構造とし、サブプレッション・チェンバへのデブリ流出を防止する設計とする。</p> <p>【66条44】</p>		4.4 コリウムシールドの設計
	<p>原子炉圧力容器破損前までに想定される落下物により、格納容器床ドレンサンプ導入管及び格納容器機器ドレンサンプ導入管が損傷することを防止するため、格納容器床ドレンサンプ導入管カバー及び格納容器機器ドレンサンプ導入管カバーを設ける設計とする。また、格納容器床ドレンサンプ導入管カバー及び格納容器機器ドレンサンプ導入管カバーは、異物による排水機能への悪影響を防止するため、異物混入防止機能を有した設計とする。なお、格納容器床ドレンサンプ導入管カバー及び格納容器機器ドレンサンプ導入管カバーは耐震性を有する設計とする。</p> <p>【66条45】</p>	<p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>3.2.4 重大事故等時における原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却機能</p> <p>別添2 コリウムシールドの設計</p>	<p>V-1-10-6「放射性廃棄物の廃棄施設」の様式-1</p> <p>3. 格納容器機器ドレンサンプ及び格納容器床ドレンサンプに関する設計</p> <p>4.4 コリウムシールドの設計</p>
	<p>自主対策設備であるペDESTAL排水系に設置する安全弁は、排水流路の上部から分岐した配管に設置することにより、排水性に悪影響を及ぼさない設計とする。また、安全弁はペDESTAL排水系と同等の設計とし、ペDESTAL排水系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>【66条46】</p>	<p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>3.2.4 重大事故等時における原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却機能</p> <p>別添2 コリウムシールドの設計</p>	<p>V-1-10-6「放射性廃棄物の廃棄施設」の様式-1</p> <p>3. 格納容器機器ドレンサンプ及び格納容器床ドレンサンプに関する設計</p> <p>4.4 コリウムシールドの設計</p>
	<p>3.2.8 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溶融炉心のペDESTAL(ドライウェル部)の床面への</p>	<p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉冷却系統施設)</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p>

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>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25】</p>		<p>④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・高圧代替注水系</p>
	<p>高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール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26】</p>	V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明 (原子炉冷却系統施設)	V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・高圧代替注水系
	<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代替直流電源設備からの給電が可能な設計とし、中央制御室からの操作が可能な設計とする。</p> <p>【66条27】</p>	<p>第1-4-1 図 単線結線図 (1/5) 第1-4-2 図 単線結線図 (2/5)</p> <p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2.1 多重性又は多様性及び独立性並び位置的分散 3.6 原子炉格納施設</p>	V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・高圧代替注水系 18.5 各機器固有の設計 (2) その他各設備固有の設計 c. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (a) 低圧炉心スプレイ系への電源供給に関する設計 (b) 高圧代替注水系への電源供給に関する設計
	<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及び炉心支持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28】</p>	V-1-1-4-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉本体) V-3-別添6 炉心支持構造物の強度に関する説明書	V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・高圧代替注水系
	<p>3.2.9 低圧代替注水系 (1) 低圧代替注水系(常設)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ベDESTAL(ドライウエル部)の床面への落下を遅延・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</p>	V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉冷却系統施設)	V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・低圧代替注水系 (水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。)

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	行して行う。 【66条14】		
	<p>低圧代替注水系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯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。</p> <p>【66条15】</p>	V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）	V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・低圧代替注水系 （水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。）
	<p>低圧代替注水系（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。</p> <p>【66条16】</p>	<p>第1-4-1図 単線結線図（1/5）</p> <p>第1-4-2図 単線結線図（2/5）</p>	V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.5 各機器固有の設計 (2) その他各設備固有の設計 c. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (a) 低圧炉心スプレイ系への電源供給に関する設計
	<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、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17】</p>	<p>V-1-1-4-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉本体）</p> <p>V-3-3-3 原子炉圧力容器内部構造物の強度計算書</p> <p>V-3-別添6 炉心支持構造物の強度に関する説明書</p>	V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・低圧代替注水系 （水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。）
	<p>(2) 低圧代替注水系（可搬型）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ペダスタル（ドライウエル部）の床面への落下を遅延・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>【66条18】</p>	V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）	V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・低圧代替注水系 （水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。）
	<p>低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプ（直列2台）により西側淡水貯水設備の水を、可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を低圧炉心スプレイ系等又</p>	V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）	V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	は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】		・低圧代替注水系 (水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。)
	低圧代替注水系(可搬型)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20】	第1-4-1図 単線結線図(1/5) 第1-4-2図 単線結線図(2/5)	V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.5 各機器固有の設計 (2) その他各設備固有の設計 c. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (a) 低圧炉心スプレイス系への電源供給に関する設計 (c) 低圧代替注水系への電源供給に関する設計
	可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、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。 【66条21】	V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉冷却系統施設)	V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・低圧代替注水系 (水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。)
	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。 【66条24】	V-1-1-4-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉本体) V-3-3-3 原子炉圧力容器内部構造物の強度計算書 V-3-別添6 炉心支持構造物の強度に関する説明書	V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・低圧代替注水系 (水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。)
	3.2.10 原子炉建屋放水設備 (1) 大気への拡散抑制及び航空機燃料火災対応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】	V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉冷却系統施設) V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉格納施設) V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書 3.2.7 原子炉格納容器外面への放水設備等	2. 原子炉格納施設の兼用する設計 2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ③原子炉格納容器安全設備 ・原子炉建屋放水設備 2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計
	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、原子炉建屋放水	V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉冷却系統施設)	2. 原子炉格納施設の兼用する設計 2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>設備は、可搬型代替注水大型ポンプ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。</p> <p>可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲は、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>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉格納施設)</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 3.2.7 原子炉格納容器外面への放水設備等</p>	<p>③原子炉格納容器安全設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋放水設備 <p>2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</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、原子炉建屋放水設備は、可搬型代替注水大型ポンプにより泡混合器を通して、海水を泡消火薬剤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。</p> <p>【70条7】</p>	<p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉冷却系統施設)</p> <p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉格納施設)</p> <p>V-1-1-4-別添2 設定根拠に関する説明書(別添)</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 3.2.7 原子炉格納容器外面への放水設備等</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用する設計</p> <p>2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>③原子炉格納容器安全設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋放水設備 <p>2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p>泡消火薬剤容器(大型ポンプ用)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。泡消火薬剤の保有数は、必要な容量として5m³確保し、故障時の予備用として5m³の計10m³を保管する。なお、泡消火薬剤容器(大型ポンプ用)の容量は約1m³/個であり、確保された泡消火薬剤5m³を1m³毎に分け5個、予備用の泡消火薬剤5m³を1m³毎に分け5個の計10個を保管する。</p> <p>【70条8】</p>	<p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉冷却系統施設)</p> <p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉格納施設)</p> <p>V-1-1-4-別添2 設定根拠に関する説明書(別添)</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 3.2.7 原子炉格納容器外面への放水設備等</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用する設計</p> <p>2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>③原子炉格納容器安全設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋放水設備 <p>2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p>泡混合器は、航空機燃料火災に対応するため、可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器(大型ポンプ用)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し、使用する場合の最高使用圧力は、1.73MPa[gage]及び最高使用温度は60℃とする。また、泡混合器の保有数は、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。</p>	<p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉冷却系統施設)</p> <p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉格納施設)</p> <p>V-1-1-4-別添2 設定根拠に関する説明書(別添)</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用する設計</p> <p>2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>③原子炉格納容器安全設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋放水設備 <p>2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	【70条9】	3.2.7 原子炉格納容器外面への放水設備等	
	(2) 海洋への拡散抑制 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】	V-1-1-4-別添2 設定根拠に関する説明書（別添） V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 3.2.7 原子炉格納容器外面への放水設備等	2. 原子炉格納施設の兼用する設計 2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ③原子炉格納容器安全設備 ・汚濁防止膜（可搬型） 2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計
	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、海洋拡散抑制設備は、汚濁防止膜等で構成し、汚濁防止膜（可搬型）は、汚染水が発電所から海洋に流出する12箇所（雨水排水路集水桝9箇所及び放水路3箇所）に設置できる設計とする。 【70条5】	V-1-1-4-別添2 設定根拠に関する説明書（別添） V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 3.2.7 原子炉格納容器外面への放水設備等	2. 原子炉格納施設の兼用する設計 2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ③原子炉格納容器安全設備 ・汚濁防止膜（可搬型） 2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計
	汚濁防止膜（可搬型）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、各設置場所に必要幅に対して汚濁防止膜を二重に計2本設置することとし、雨水排水路集水桝9箇所の設置場所に計18本（高さ約3m、幅約3m（12本）、高さ約2m、幅約3m（6本））及び放水路3箇所の設置場所に計6本（高さ約4m、幅約4m（6本））の合計24本使用する設計とする。また、予備については、保守点検は目視点検であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、破れ等の破損時の予備用として各設置場所に対して2本の計24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12箇所分の合計48本を保管する。 【70条6】	V-1-1-4-別添2 設定根拠に関する説明書（別添） V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 3.2.7 原子炉格納容器外面への放水設備等	2. 原子炉格納施設の兼用する設計 2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ③原子炉格納容器安全設備 ・汚濁防止膜（可搬型） 2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計
3.3 放射性物質濃度制御設備 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	3.3 放射性物質濃度制御設備 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	—	— (追加要求事項なし)

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
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ガス処理系を設置する。	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ガス処理系を設置する。 【44条20】		
3.3.1 原子炉建屋ガス処理系 原子炉建屋ガス処理系は非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系から構成される。非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス処理系フィルタトレイン等から構成され、非常用ガス再循環系は、非常用ガス再循環系排風機、非常用ガス再循環系フィルタトレイン等から構成される。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棟内を水柱約6mmの負圧に保ちながら、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再循環系により除去するとともに、非常用ガス処理系を通して、更に放射性物質を除去・低減した後、非常用ガス処理系排気筒より放出できる設計とする。	3.3.1 原子炉建屋ガス処理系 原子炉建屋ガス処理系は非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系から構成される。非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス処理系フィルタトレイン等から構成され、非常用ガス再循環系は、非常用ガス再循環系排風機、非常用ガス再循環系フィルタトレイン等から構成される。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棟内を水柱約6mmの負圧に保ちながら、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再循環系により除去するとともに、非常用ガス処理系を通して、更に放射性物質を除去・低減した後、非常用ガス処理系排気筒より放出できる設計とする。 【43条8】	原子炉格納施設 要目表 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.3.5 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 構造図 8.3.5.2 原子炉建屋ガス処理系 非常用ガス処理系	(追加要求事項はないが、本工認で必要な設計) 4.2 非常用ガス処理系排風機の設計
原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系から構成し、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。	原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系から構成し、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23】	V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） 原子炉格納施設 要目表 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.3.5 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 構造図 8.3.5.2 原子炉建屋ガス処理系 非常用ガス処理系	(追加要求事項はないが、本工認で必要な設計) 4.2 非常用ガス処理系排風機の設計
原子炉建屋ガス処理系を構成する非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のうち、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインのよう素除去効率及びガス処理設備の処理容量は、設置(変更)	原子炉建屋ガス処理系を構成する非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のうち、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインのよう素除去効率及びガス処理設備の処理容量は、設置(変更)	-	- (追加要求事項なし)

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
許可を申請した設計基準事故の評価の条件を満足する設計とする。	許可を申請し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26】		
	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、原子炉建屋ガス処理系で処理することにより、放射性物質の放出による公衆への影響を低減できる設計とする。 【26条51】	V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉格納施設) 原子炉格納施設 要目表 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.3.5 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 構造図 8.3.5.2 原子炉建屋ガス処理系 非常用ガス処理系	(追加要求事項はないが、本工認で必要な設計) 4.2 非常用ガス処理系排風機的设计
	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、単一設計とする原子炉建屋ガス処理系の配管の一部については、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、配管の全周破断を想定しても、単一故障による放射線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5】	V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 3.6 原子炉格納施設	4.1 放射性物質濃度低減設備の単一故障に係る設備
	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屋外の場合4日間、屋内の場合2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	V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 3.6 原子炉格納施設	4.1 放射性物質濃度低減設備の単一故障に係る設備

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>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】</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>【14条7】</p>	<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散</p> <p>3.6 原子炉格納施設</p>	<p>4.1 放射性物質濃度低減設備の単一故障に係る設備</p>
	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス再循環系排風機及び非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋原子炉棟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に漏えいした放射性物質を含む気体を非常用ガス処理系排気筒から排気し、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20】</p>	<p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>V-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書</p> <p>2.1 基本方針</p> <p>4. 中央制御室の居住性評価</p> <p>V-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書</p> <p>2.2.1 原子炉建屋ガス処理系</p> <p>4.2.1 原子炉建屋ガス処理系</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用する設計</p> <p>2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④ 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>・原子炉建屋ガス処理系</p> <p>2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p>炉心の著しい損傷が発生し、原子炉建屋ガス処理系を起動する際に、原子炉建屋外側ブローアウトパネルを閉止する必要がある場合には、中央制御室からブローアウトパネル閉止装置（個数10）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、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21】</p>	<p>V-1-1-4-別添2 設定根拠に関する説明書（別添）</p> <p>V-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書</p> <p>2.1 基本方針</p> <p>4. 中央制御室の居住性評価</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用する設計</p> <p>2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④ 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>・原子炉建屋ガス処理系</p> <p>2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p>原子炉建屋ガス処理系は、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。また、ブローアウトパネル閉止装置は、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が可能な設計とする。</p> <p>【74条23】</p>	<p>第1-4-1図 単線結線図（1/5）</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用する設計</p> <p>2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④ 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>・原子炉建屋ガス処理系</p> <p>2.6 各機器固有の設計</p> <p>(2) その他各設備固有の設計</p> <p>a. 原子炉建屋ガス処理系</p>

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	<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格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素等を含む気体を排出するとともに、放射性物質を低減するための重大事故等対処設備として、水素排出設備である原子炉建屋ガス処理系を設ける設計とする。</p> <p>【68条1】</p>	<p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉格納施設)</p> <p>V-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書</p> <p>2.2.1 原子炉建屋ガス処理系</p> <p>4.2.1 原子炉建屋ガス処理系</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用する設計</p> <p>2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④ 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>・原子炉建屋ガス処理系</p> <p>2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p>水素排出設備である原子炉建屋ガス処理系の非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、負圧達成機能及び負圧維持機能をもち、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする水素等を含む気体を吸引し、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインにて放射性物質を低減して主排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒から排出することで、原子炉建屋原子炉棟内に水素が滞留せず、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷の防止が可能な設計とする。</p> <p>【68条2】</p>	<p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉格納施設)</p> <p>V-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書</p> <p>2.2.1 原子炉建屋ガス処理系</p> <p>4.2.1 原子炉建屋ガス処理系</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用する設計</p> <p>2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④ 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>・原子炉建屋ガス処理系</p> <p>2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p>原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が規定値に達した場合には、非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機を停止し、水素爆発を防止する設計とする。</p> <p>【68条3】</p>	<p>V-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書</p> <p>2.2.1 原子炉建屋ガス処理系</p> <p>4.2.1 原子炉建屋ガス処理系</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用する設計</p> <p>2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④ 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>・原子炉建屋ガス処理系</p> <p>2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p>非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、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>【68条5】</p>	<p>第1-4-1図 単線結線図(1/5)</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用する設計</p> <p>2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④ 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>・原子炉建屋ガス処理系</p> <p>2.6 各機器固有の設計</p> <p>(2) その他各設備固有の設計</p> <p>a. 原子炉建屋ガス処理系</p>

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>水素排出設備である原子炉建屋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排気筒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6】</p>	V-1-1-4-5 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (放射性廃棄物の廃棄施設)	<p>2. 原子炉格納施設の兼用する設計</p> <p>2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④ 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>・原子炉建屋ガス処理系</p>
	<p>非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系排風機は、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、重大事故等対象設備の基本方針のうち多様性及び独立性並びに位置的分散の設計方針は適用しない。</p> <p>【68条7】 【74条24】</p>	V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	<p>2. 原子炉格納施設の兼用する設計</p> <p>2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④ 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>・原子炉建屋ガス処理系</p> <p>2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</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</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4 vol%未満あるいは酸素濃度5 vol%未満に維持できる設計とする。</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</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4 vol%未満あるいは酸素濃度5 vol%未満に維持できる設計とする。</p> <p>【44条18】</p>	—	— (追加要求事項なし)
	<p>3.4.2 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器を設ける設計とする。</p> <p>【68条1】</p>	V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉格納施設)	<p>3.3 可燃性ガス濃度制御設備の設計</p>
		V-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書	
		2.2.2 静的触媒式水素再結合器	
		4.2.2 静的触媒式水素再結合器	

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>水素濃度制御設備である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器は、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6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。</p> <p>【68条8】</p>	<p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉格納施設)</p> <p>V-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書</p> <p>2.2.2 静的触媒式水素再結合器</p> <p>4.2.2 静的触媒式水素再結合器</p>	3.3 可燃性ガス濃度制御設備の設計
	<p>3.4.3 窒素ガス代替注入系</p> <p>窒素ガス代替注入系は、格納容器圧力逃がし装置使用後においても、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、窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車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>【63条11】【65条20】</p>	<p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉格納施設)</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書</p> <p>3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能</p> <p>別添3 格納容器圧力逃がし装置の設計</p>	3.2 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備の設計
	<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、可搬型窒素供給装置を設ける設計とする。</p> <p>【67条1】</p>	<p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉格納施設)</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書</p> <p>3.2.5 重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能</p> <p>別添3 格納容器圧力逃がし装置の設計</p> <p>V-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書</p> <p>2.1.2 窒素供給装置</p> <p>4.1.2 窒素供給装置</p>	3.2 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備の設計

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>可搬型窒素供給装置は、窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車で構成し、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-水反応及び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】</p>	<p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉格納施設)</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 3.2.5 重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能 別添3 格納容器圧力逃がし装置の設計</p> <p>V-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 2.1.2 窒素供給装置 4.1.2 窒素供給装置</p>	3.2 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備の設計
<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>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>【44条19】</p>	<p>原子炉格納施設 要目表</p> <p>原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>8.3.6 原子炉格納容器調気設備</p> <p>構造図</p> <p>8.3.6.1 不活性ガス系</p>	<p>(追加要求事項はないが、本工認で必要な設計)</p> <p>2. 原子炉格納施設の兼用する設計</p> <p>2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>⑤ 原子炉格納容器調気設備 ・不活性ガス系</p> <p>2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</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、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。</p> <p>【67条4】</p>	<p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉格納施設)</p> <p>V-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 2.1.3 格納容器圧力逃がし装置 4.1.3 格納容器圧力逃がし装置</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用する設計</p> <p>2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>⑤ 原子炉格納容器調気設備 ・不活性ガス系</p> <p>2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</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の過圧破損防止</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。</p>	<p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉格納施設)</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能 別添3 格納容器圧力逃がし装置の設計</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用する設計</p> <p>2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>⑥ 圧力逃がし装置 ・格納容器圧力逃がし装置</p> <p>2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	【65条13】		
	<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、スクラビング水、金属フィルタ、よう素除去部）、圧力開放板、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び耐圧強化ベント系を経由して、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原子炉棟屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 13.4 kg/s）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>【65条14】</p>	<p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能</p> <p>別添3 格納容器圧力逃がし装置の設計</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用する設計</p> <p>2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>⑥ 圧力逃がし装置</p> <p>・格納容器圧力逃がし装置</p> <p>2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</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、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ビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（pH13以上）に維持する設計とする。</p> <p>【65条15】</p>	<p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能</p> <p>別添3 格納容器圧力逃がし装置の設計</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用する設計</p> <p>2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>⑥ 圧力逃がし装置</p> <p>・格納容器圧力逃がし装置</p> <p>2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p>格納容器圧力逃がし装置はサブプレッション・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。サブプレッション・チェンバ側からの排気ではサブプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では、ドライウェル床面からの高さを確保する設計とするとともに燃料有効長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>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能</p> <p>別添3 格納容器圧力逃がし装置の設計</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用する設計</p> <p>2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>⑥ 圧力逃がし装置</p> <p>・格納容器圧力逃がし装置</p> <p>2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p>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爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、不活性ガス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</p>	<p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能</p> <p>別添3 格納容器圧力逃がし装置の設計</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用する設計</p> <p>2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>⑥ 圧力逃がし装置</p> <p>・格納容器圧力逃がし装置</p> <p>2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>箇所にはベントラインを設け、可燃性ガスを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>【65条17】</p>		<p>する設計</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。</p> <p>【65条18】</p>	<p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能</p> <p>別添3 格納容器圧力逃がし装置の設計</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用する設計</p> <p>2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>⑥ 圧力逃がし装置</p> <p>・格納容器圧力逃がし装置</p> <p>2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p><u>格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、原子炉格納容器が負圧とならないよう、代替格納容器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は停止する運用を保安規定に定めて管理する。仮に、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。</u></p> <p>【65条19】</p>	<p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能</p> <p>別添3 格納容器圧力逃がし装置の設計</p> <p><下線部></p> <p>運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<p><下線部></p> <p>—</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、遠隔人力操作機構（個数4）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22】</p>	<p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能</p> <p>別添3 格納容器圧力逃がし装置の設計</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用する設計</p> <p>2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>⑥ 圧力逃がし装置</p> <p>・格納容器圧力逃がし装置</p> <p>2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</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。</p> <p>【65条24】</p>	<p>第1-4-1図 単線結線図 (1/5)</p> <p>第1-4-2図 単線結線図 (2/5)</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>3.2.2 重大事故等時における原子炉格納容器の熱の輸送機能</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用する設計</p> <p>2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>⑥ 圧力逃がし装置</p> <p>・格納容器圧力逃がし装置</p> <p>2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>2.6 各機器固有の設計</p> <p>(2) その他各設備固有の設計</p> <p>b. 格納容器圧力逃がし装置</p>

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
			2.7 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ
	<p>系統内に設ける圧力開放板は、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>【65条25】</p>	<p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉格納施設)</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能 別添3 格納容器圧力逃がし装置の設計</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用する設計</p> <p>2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ⑥ 圧力逃がし装置 ・格納容器圧力逃がし装置</p> <p>2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p>格納容器圧力逃がし装置は、水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積することを防止するため、格納容器圧力逃がし装置使用後にフィルタ装置スクラビング水を移送ポンプ（容量10 m³/h/個、揚程40 m、個数1）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。</p> <p>【65条27】【67条22】</p>	<p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉格納施設)</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能 別添3 格納容器圧力逃がし装置の設計</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用する設計</p> <p>2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ⑥ 圧力逃がし装置 ・格納容器圧力逃がし装置</p> <p>2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p>格納容器圧力逃がし装置は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽から、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによりフィルタ装置にスクラビング水を補給できる設計とする。</p> <p>【65条28】【67条23】</p>	<p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉格納施設)</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能 別添3 格納容器圧力逃がし装置の設計</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用する設計</p> <p>2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ⑥ 圧力逃がし装置 ・格納容器圧力逃がし装置</p> <p>2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</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32】</p>	<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 3.6 原子炉格納施設</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用する設計</p> <p>2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ⑥ 圧力逃がし装置 ・格納容器圧力逃がし装置</p> <p>2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</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、格納容器圧力逃がし装置は、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又は可搬型代替交流電源設備からの給電</p>	<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 3.6 原子炉格納施設</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用する設計</p> <p>2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ⑥ 圧力逃がし装置 ・格納容器圧力逃がし装置</p> <p>2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	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33】		
	代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッション・チェンバは原子炉建屋原子炉棟内に設置し、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は原子炉建屋近傍の格納容器圧力逃がし装置格納槽(地下埋設)に、第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ポンプユニット(空気ポンプ)及び第二弁操作室差圧計は原子炉建屋付属棟に、圧力開放板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34】	V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 3.6 原子炉格納施設	2. 原子炉格納施設の兼用する設計 2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ⑥ 圧力逃がし装置 ・格納容器圧力逃がし装置 2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計
	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35】	V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 3.6 原子炉格納施設	2. 原子炉格納施設の兼用する設計 2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ⑥ 圧力逃がし装置 ・格納容器圧力逃がし装置 2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計
	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36】	V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 3.6 原子炉格納施設	2. 原子炉格納施設の兼用する設計 2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ⑥ 圧力逃がし装置 ・格納容器圧力逃がし装置 2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計
	(2) 格納容器圧力逃がし装置による水素排出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	V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉格納施設) V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書	2. 原子炉格納施設の兼用する設計 2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ⑥ 圧力逃がし装置 ・格納容器圧力逃がし装置 2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>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。</p> <p>【67条2】</p>	<p>3.2.5 重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能 別添3 格納容器圧力逃がし装置の設計</p> <p>V-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書</p> <p>2.1.3 格納容器圧力逃がし装置</p> <p>4.1.3 格納容器圧力逃がし装置</p>	<p>する設計</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、格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラビング水、金属フィルタ、よう素除去部）、圧力開放板、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原子炉棟屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量13.4 kg/s）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-水反応及び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へ排出できる設計とする。</p> <p>【67条9】</p>	<p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>3.2.5 重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能 別添3 格納容器圧力逃がし装置の設計</p> <p>V-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書</p> <p>2.1.3 格納容器圧力逃がし装置</p> <p>4.1.3 格納容器圧力逃がし装置</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用する設計</p> <p>2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>⑥ 圧力逃がし装置</p> <p>・格納容器圧力逃がし装置</p> <p>2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p>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爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、ベント開始後においても不活性ガスで置換できる設計とし、排出経路に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け、可燃性ガスを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10】</p>	<p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>3.2.5 重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能 別添3 格納容器圧力逃がし装置の設計</p> <p>V-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書</p> <p>2.1.3 格納容器圧力逃がし装置</p> <p>4.1.3 格納容器圧力逃がし装置</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用する設計</p> <p>2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>⑥ 圧力逃がし装置</p> <p>・格納容器圧力逃がし装置</p> <p>2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	<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第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、第二弁及び第二弁バイパス弁は、中央制御室のスイッチで操作が可能な設計とし、また、駆動源喪失時であっても人力により容易かつ確実に操作が可能な遠隔人力操作機構（個数4）を有する設計とする。</p> <p>【67条19】</p>	<p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 3.2.5 重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能 別添3 格納容器圧力逃がし装置の設計</p> <p>V-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 2.1.3 格納容器圧力逃がし装置 4.1.3 格納容器圧力逃がし装置</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用する設計 2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ⑥ 圧力逃がし装置 ・格納容器圧力逃がし装置 2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p>格納容器圧力逃がし装置は、水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積することを防止するため、格納容器圧力逃がし装置使用後にフィルタ装置スクラビング水を移送ポンプ（容量10 m³/h/個、揚程40 m、個数1）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。</p> <p>【67条22】</p>	<p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 3.2.5 重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能 別添3 格納容器圧力逃がし装置の設計</p> <p>V-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 2.1.3 格納容器圧力逃がし装置 4.1.3 格納容器圧力逃がし装置</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用する設計 2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ⑥ 圧力逃がし装置 ・格納容器圧力逃がし装置 2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p>格納容器圧力逃がし装置は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽から、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによりフィルタ装置にスクラビング水を補給できる設計とする。</p> <p>【67条23】</p>	<p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 3.2.5 重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能 別添3 格納容器圧力逃がし装置の設計</p> <p>V-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 2.1.3 格納容器圧力逃がし装置 4.1.3 格納容器圧力逃がし装置</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用する設計 2.4 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ⑥ 圧力逃がし装置 ・格納容器圧力逃がし装置 2.5 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p>3.7 水源、代替水源供給設備 3.7.1 重大事故等の収束に必要な水源 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</p>	<p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>V-1-1-4-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</p>	<p>V-1-10-3 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p>

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>を有する水源を確保することに加えて、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、代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備、サブプレッション・チェンバ及びほう酸水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>【71条1】</p>	<p>(計測制御系統施設)</p> <p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉格納施設)</p>	<p>・低圧代替注水系 (水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。)</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タンク(多目的タンク、原水タンク、ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンク)を設ける設計とする。</p> <p>【71条2】</p>	<p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉冷却系統施設)</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・低圧代替注水系 (水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。)</p>
	<p>代替淡水貯槽を水源として重大事故等の対応を実施する際には、西側淡水貯水設備を代替淡水源とし、西側淡水貯水設備を水源として重大事故等の対応を実施する際には、代替淡水貯槽を代替淡水源とする。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】</p>	<p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉冷却系統施設)</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・低圧代替注水系 (水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。)</p>
	<p>代替淡水貯槽は、想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器及び原子炉格納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低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)、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)の水源として、また、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置へのスクラビング水補給の水源として使用できる設計とする。</p> <p>【71条6】</p>	<p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉冷却系統施設)</p> <p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉格納施設)</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・低圧代替注水系 (水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。)</p>
	<p>西側淡水貯水設備は、想定される重大事故等</p>	<p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p>

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>時において、原子炉圧力容器及び原子炉格納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低圧代替注水系（可搬型）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び格納容器下部注水系（可搬型）の水源として、また、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置へのスクラビング水補給の水源として使用できる設計とする。</p> <p>【71条7】</p>	<p>(原子炉冷却系統施設)</p> <p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉格納施設)</p>	<p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系 (水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。)
	<p>サブプレッション・チェンバ（容量 3,400m³、個数 1）は、想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器及び原子炉格納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高圧代替注水系、代替循環冷却系、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の水源として使用できる設計とする。</p> <p>【71条8】</p>	<p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉冷却系統施設)</p> <p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉格納施設)</p>	<p>V-1-10-3 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系 (水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。)
	<p>ほう酸水貯蔵タンクは、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9】</p>	<p>V-1-1-4-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (計測制御系統施設)</p>	<p>V-1-10-3 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <p>・低圧代替注水系</p> <p>——(水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。)</p> <p>V-1-10-5 「計測制御系統施設」の様式-1</p> <p>2. 計測制御系統施設の兼用に関する設計</p> <p>2.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>① ほう酸水注入系</p>
	<p>代替淡水源である淡水タンク（多目的タンク、原水タンク、ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンク）は、想定される重大事故等時において、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備へ水を供給するための水源であるとともに、原子炉圧力容器及び原子炉格納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</p>	<p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉冷却系統施設)</p>	<p>V-1-10-3 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系 (水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。)

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>の代替手段である低圧代替注水系（可搬型）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び格納容器下部注水系（可搬型）の水源として、また、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置へのスクラビング水補給の水源として使用できる設計とする。</p> <p>【71条10】</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、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備へ水を供給するための水源であるとともに、原子炉圧力容器及び原子炉格納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低圧代替注水系（可搬型）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び格納容器下部注水系（可搬型）の水源として、また、原子炉建屋放水設備の水源として利用できる設計とする。</p> <p>【71条11】</p>	<p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>V-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。）
	<p>3.7.2 代替水源供給設備</p> <p>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量の水を供給するために必要な設備及び海を利用するために必要な設備として、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを設ける設計とする。</p> <p>【71条4】</p>	<p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。）
	<p>重大事故等の収束に必要な水源である代替淡水貯槽へ淡水を供給するための重大事故等対処設備として、可搬型代替注水中型ポンプは、代替淡水源である西側淡水貯水設備、淡水タンク（多目的タンク、原水タンク、ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンク）の淡水を、可搬型代替注水大型ポンプは、淡水タンク（多目的タンク、原水タンク、ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンク）の淡水を代替淡水貯槽へ供給できる設計とする。</p> <p>また、淡水が枯渇した場合に、重大事故等の</p>	<p>V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p>	<p>V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。）

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>収束に必要な水源である代替淡水貯槽へ海水を供給するための重大事故等対処設備として、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、海水を代替淡水貯槽へ供給できる設計とする。</p> <p>【71条12】</p>		
	<p>重大事故等の収束に必要な水源である西側淡水貯水設備へ淡水を供給するための重大事故等対処設備として、可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水源である代替淡水貯槽、淡水タンク（多目的タンク、原水タンク、ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンク）の淡水を西側淡水貯水設備へ供給できる設計とする。</p> <p>また、淡水が枯渇した場合に、重大事故等の収束に必要な水源である西側淡水貯水設備へ海水を供給するための重大事故等対処設備として、可搬型代替注水大型ポンプは、海水を西側淡水貯水設備へ供給できる設計とする。</p> <p>【71条13】</p>	V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉冷却系統施設)	V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・低圧代替注水系 (水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。)
	<p>可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、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>【71条14】</p>	V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉冷却系統施設)	V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・低圧代替注水系 (水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。)
	<p>代替水源及び代替淡水源からの移送ルートを確認するとともに、可搬型のホース、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプについては、複数箇所に分散して保管する。</p> <p>【71条5】</p>	V-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉冷却系統施設)	V-1-10-3「原子炉冷却系統施設」の様式-1 18. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ④非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・低圧代替注水系 (水源に係る設備、大気への拡散抑制設備を含む。)
4. 主要対象設備 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。	4. 主要対象設備 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。 本施設の設備として兼用する場合に主要設備リス	—	— (「主要設備リスト」及び「兼用リスト」による)

基本設計方針		工認添付説明書との関係	様式1への反映結果
変更前	変更後		
	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。		