

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-工-B-04-0007_改0
提出年月日	2021年6月15日

工事計画に係る説明資料

原子炉冷却系統施設のうち

残留熱除去設備 (3.5.1 残留熱除去系)

(添付書類)

2021年6月

東北電力株式会社

女川原子力発電所第2号機
工事計画認可申請書本文及び添付書類

目 録

VI 添付書類

VI-1 説明書

VI-1-1 各発電用原子炉施設に共通の説明書

VI-1-1-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

VI-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）

VI-1-1-4-3-3 残留熱除去設備に係る設定根拠に関する説明書

VI-1-1-4-3-3-1 残留熱除去系

VI-1-1-4-3-3-1-1 残留熱除去系熱交換器

VI-1-1-4-3-3-1-2 残留熱除去系ポンプ

VI-1-1-4-3-3-1-3 残留熱除去系ストレーナ

VI-1-1-4-3-3-1-4 残留熱除去系 安全弁及び逃がし弁（常設）

VI-1-1-4-3-3-1-5 残留熱除去系 主要弁（常設）

VI-1-1-4-3-3-1-6 残留熱除去系 主配管（常設）

VI-6 図面

4. 原子炉冷却系統施設

4.3 残留熱除去設備

4.3.1 残留熱除去系

第 4-3-1-1-1 図 【設計基準対象施設】残留熱除去系系統図（1/3）
（残留熱除去系その1）

第 4-3-1-1-2 図 【設計基準対象施設】残留熱除去系系統図（2/3）
（残留熱除去系その2）

第 4-3-1-1-3 図 【設計基準対象施設】残留熱除去系系統図（3/3）
（原子炉再循環系）

第 4-3-1-1-4 図 【重大事故等対処設備】残留熱除去系系統図（1/3）
（残留熱除去系その1）

第 4-3-1-1-5 図 【重大事故等対処設備】残留熱除去系系統図（2/3）
（残留熱除去系その2）

第 4-3-1-1-6 図 【重大事故等対処設備】残留熱除去系系統図（3/3）
（原子炉再循環系）

第 4-3-1-3-1 図 E11-F048A, B 構造図

- 第 4-3-1-3-2 図 E11-F048C 構造図
- 第 4-3-1-3-3 図 E11-F050A, B 構造図
- 第 4-3-1-3-4 図 E11-F054A, B 構造図
- 第 4-3-1-4-1 図 E11-F008A, B 構造図
- 第 4-3-1-4-2 図 E11-F018A, B 構造図
- 第 4-3-1-5-1 図 残留熱除去系 機器の配置を明示した図面 (その 1)
- 第 4-3-1-5-2 図 残留熱除去系 機器の配置を明示した図面 (その 2)
- 第 4-3-1-5-3 図 残留熱除去系 機器の配置を明示した図面 (その 3)
- 第 4-3-1-5-4 図 残留熱除去系 機器の配置を明示した図面 (その 4)
- 第 4-3-1-5-5 図 残留熱除去系 機器の配置を明示した図面 (その 5)
- 第 4-3-1-5-6 図 残留熱除去系 機器の配置を明示した図面 (その 6)
- 第 4-3-1-5-7 図 残留熱除去系 機器の配置を明示した図面 (その 7)
- 第 4-3-1-6-1 図 残留熱除去系 主配管の配置を明示した図面 (その 1)
- 第 4-3-1-6-2 図 残留熱除去系 主配管の配置を明示した図面 (その 2)
- 第 4-3-1-6-3 図 残留熱除去系 主配管の配置を明示した図面 (その 3)
- 第 4-3-1-6-4 図 残留熱除去系 主配管の配置を明示した図面 (その 4)
- 第 4-3-1-6-5 図 残留熱除去系 主配管の配置を明示した図面 (その 5)
- 第 4-3-1-6-6 図 残留熱除去系 主配管の配置を明示した図面 (その 6)
- 第 4-3-1-6-7 図 残留熱除去系 主配管の配置を明示した図面 (その 7)
- 第 4-3-1-6-8 図 残留熱除去系 主配管の配置を明示した図面 (その 8)
- 第 4-3-1-6-9 図 残留熱除去系 主配管の配置を明示した図面 (その 9)
- 第 4-3-1-6-10 図 残留熱除去系 主配管の配置を明示した図面 (その 10)
- 第 4-3-1-6-11 図 残留熱除去系 主配管の配置を明示した図面 (その 11)
- 第 4-3-1-6-12 図 残留熱除去系 主配管の配置を明示した図面 (その 12)
- 第 4-3-1-6-13 図 残留熱除去系 主配管の配置を明示した図面 (その 13)
- 第 4-3-1-6-14 図 残留熱除去系 主配管の配置を明示した図面 (その 14)
- 第 4-3-1-6-15 図 残留熱除去系 主配管の配置を明示した図面 (その 15)
- 第 4-3-1-6-16 図 残留熱除去系 主配管の配置を明示した図面 (その 16)
- 第 4-3-1-6-17 図 残留熱除去系 主配管の配置を明示した図面 (その 17)
- 第 4-3-1-6-18 図 残留熱除去系 主配管の配置を明示した図面 (その 18)
- 第 4-3-1-6-19 図 残留熱除去系 主配管の配置を明示した図面 (その 19)
- 第 4-3-1-6-20 図 残留熱除去系 主配管の配置を明示した図面 (その 20)
- 第 4-3-1-6-21 図 残留熱除去系 主配管の配置を明示した図面 (その 21)
- 第 4-3-1-6-22 図 残留熱除去系 主配管の配置を明示した図面 (その 22)

VI-1-1-4-3-3-1-1 設定根拠に関する説明書
(残留熱除去系 残留熱除去系熱交換器)

名	称	残留熱除去系熱交換器(A)*
容量(設計熱交換量)	MW/個	<input type="text"/> 以上 (8.84)
最高使用圧力	MPa	管側 3.73/胴側 1.18
最高使用温度	℃	管側 186/胴側 70
伝熱面積	m ² /個	<input type="text"/>
個数	—	1
<p>注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(代替循環冷却系、残留熱除去系)及び原子炉補機冷却設備(原子炉補機代替冷却水系)並びに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原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系、代替循環冷却系、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)、残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード))と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要) ・設計基準対象施設 残留熱除去系熱交換器(A)は、通常の原子炉停止時及び復水器が使用できない時の炉心の崩壊熱及びその他の残留熱の除去並びに原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし、下記のモード・機能の際に熱を除去するために設置する。 ① 原子炉停止時冷却モード ② 格納容器スプレイ冷却モード ③ サプレッションプール水冷却モード ④ 燃料プール冷却機能</p> <p>・重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備(残留熱除去系)として使用する残留熱除去系熱交換器(A)は以下の機能を有する。 (1) 原子炉停止時冷却モード 残留熱除去系熱交換器(A)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は、原子炉冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(A)により残留熱除去系熱交換器(A)を経由して原子炉圧力容器に戻すことで、炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>(2) 格納容器スプレイ冷却モード 残留熱除去系熱交換器(A)は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。 系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(A)により残留熱除去系熱交換器(A)を経由してドライウェルスプレイ管及びサブプレッションチェンバスプレイ管から原子炉格納容器内へスプレイすることで、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。</p>		

(3) サプレッションプール水冷却モード

残留熱除去系熱交換器(A)は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(A)により残留熱除去系熱交換器(A)を経由して冷却することで、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(代替循環冷却系)として使用する残留熱除去系熱交換器(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(A)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を代替循環冷却ポンプにより残留熱除去系熱交換器(A)、残留熱除去系配管等を経由して原子炉圧力容器に注水することで、原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(残留熱除去系)として使用する残留熱除去系熱交換器(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(A)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(A)により残留熱除去系熱交換器(A)、残留熱除去系配管を経由して原子炉圧力容器内に注水することで、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備(原子炉補機代替冷却水系)として使用する残留熱除去系熱交換器(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(A)は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、大容量送水ポンプ(タイプI)により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系熱交換器(A)で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

重大事故等時に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原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系)として使用する残留熱除去系熱交換器(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(A)は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を代替循環冷却ポンプにより、残留熱除去系熱交換器(A)、残留熱除去系配管等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下

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、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に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原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）として使用する残留熱除去系熱交換器(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(A)は、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、並びに炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための設備として設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を代替循環冷却ポンプにより残留熱除去系熱交換器(A)、残留熱除去系配管等を経由して原子炉圧力容器へ注水及び原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

重大事故等時に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原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））として使用する残留熱除去系熱交換器(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(A)は、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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(A)により残留熱除去系熱交換器(A)を経由してドライウェルスプレイ管及びサプレッションチェンバスプレイ管から原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

重大事故等時に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原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））として使用する残留熱除去系熱交換器(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(A)は、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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(A)により残留熱除去系熱交換器(A)を経由して冷却することで、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。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(A)の容量は、残留熱除去系の各モード・機能における熱交換器の必要伝熱面積が最大となるモードの容量とする。

したがって、残留熱除去系熱交換器(A)を使用する原子炉停止時冷却モード、低圧注水モード、格納容器スプレイ冷却モード、サプレッションプール水冷却モード及び燃料プール冷却機能において必要伝熱面積が最大となる格納容器スプレイ冷却モードの設計熱交換量である MW/個以上とする。

表 1-1 残留熱除去系熱交換器(A)に対する必要伝熱面積

運転モード	格納容器スプレイ冷却モード
熱交換器 1 個当たりの必要熱交換量 (MW/個)	<input type="text"/>
被冷却水流量 (kg/h)	1.145 × 10 ⁶
被冷却水温度 (°C)	<input type="text"/>
冷却水流量 (kg/h)	9.45 × 10 ⁵
冷却水温度 (°C)	<input type="text"/>
必要伝熱面積 (m ²)	<input type="text"/>

なお、格納容器スプレイ冷却モードを運転することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度以下にできることを安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）で確認している。

残留熱除去系熱交換器(A)を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、全交流動力電源喪失や崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）として確認されている伝熱容量が約 MW/個及び雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）として確認されている伝熱容量が約 MW/個であり、それぞれの伝熱面積が m²/個及び m²/個であり、設計基準対象施設として使用する場合は設計確認値 m²/個に包絡されるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 MW/個以上とする。

公称値については、 8.84 MW/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 管側の最高使用圧力 3.73 MPa

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用圧力は、主配管「残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)」の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。

残留熱除去系熱交換器(A)を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)」の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。

2.2 胴側の最高使用圧力 1.18 MPa

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(A)の胴側の最高使用圧力は、主配管「残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)」の最高使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。

残留熱除去系熱交換器(A)を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)」の使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 管側の最高使用温度 186 °C

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用温度は、主配管「残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)」の最高使用温度と同じ 186 °C とする。

残留熱除去系熱交換器(A)を重大事故等時において使用する場合の管側の使用温度は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)」の使用温度と同じ 186 °C とする。

3.2 胴側の最高使用温度 70 °C

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(A)の胴側の最高使用温度は、主配管「残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)」の最高使用温度と同じ 70 °C とする。

残留熱除去系熱交換器(A)を重大事故等時において使用する場合の胴側の使用温度は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)」の使用温度と同じ 70 °C とする。

4. 伝熱面積の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(A)の伝熱面積は、格納容器スプレィ冷却モードの設計熱交換量 8.84 MW/個を満足するために必要な伝熱面積 m²/個を上回る m²/個以上とする。

残留熱除去系熱交換器(A)を重大事故等時において使用する場合の伝熱面積は、重大事故等対策の有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において、全交流動力電源喪失や崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)として確認されている伝熱容量約 MW/個及び零囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)として確認されている伝熱容量約 MW/個を満足するために必要な伝熱面積 m²/個及び m²/個を上回る m²/個以上とする。

公称値については、要求される伝熱面積である m²/個を上回る m²/個とする。

5. 個数の設定根拠

残留熱除去系熱交換器(A)は、設計基準対象施設として炉心の崩壊熱及びその他の残留熱の除去並びに原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等するために必要な個数として 1 個設置する。

残留熱除去系熱交換器(A)は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称		残留熱除去系熱交換器(B)*
容量(設計熱交換量)	MW/個	□以上(8.84)
最高使用圧力	MPa	管側 3.73/胴側 1.18
最高使用温度	℃	管側 186/胴側 70
伝熱面積	m ² /個	□
個 数	—	1
<p>注記*: 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(残留熱除去系)及び原子炉補機冷却設備(原子炉補機代替冷却水系)並びに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原子炉格納容器安全設備(残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード), 残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード))と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>・設計基準対象施設 残留熱除去系熱交換器(B)は、通常の原子炉停止時及び復水器が使用できない時の炉心の崩壊熱及びその他の残留熱の除去並びに原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし、下記のモード・機能の際に熱を除去するために設置する。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 原子炉停止時冷却モード ② 格納容器スプレイ冷却モード ③ サプレッションプール水冷却モード ④ 燃料プール冷却機能 <p>・重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備(残留熱除去系)として使用する残留熱除去系熱交換器(B)は以下の機能を有する。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 原子炉停止時冷却モード 残留熱除去系熱交換器(B)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は、原子炉冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(B)により残留熱除去系熱交換器(B)を経由して原子炉圧力容器に戻すことで、炉心を冷却できる設計とする。 (2) 格納容器スプレイ冷却モード 残留熱除去系熱交換器(B)は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。 系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(B)により残留熱除去系熱交換器(B)を経由してドライウェルスプレイ管及びサブプレッションチェンバスプレイ管から原子炉格納容器内へスプレイすることで、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。 (3) サプレッションプール水冷却モード 残留熱除去系熱交換器(B)は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心 		

の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(B)により残留熱除去系熱交換器(B)を経由して冷却することで、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(残留熱除去系)として使用する残留熱除去系熱交換器(B)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(B)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(B)により残留熱除去系熱交換器(B)、残留熱除去系配管を経由して原子炉圧力容器内に注水することで、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備(原子炉補機代替冷却水系)として使用する残留熱除去系熱交換器(B)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(B)は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、大容量送水ポンプ(タイプI)により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系熱交換器(B)で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

重大事故等時に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原子炉格納容器安全設備(残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード))として使用する残留熱除去系熱交換器(B)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(B)は、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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(B)により残留熱除去系熱交換器(B)を経由してドライウェルスプレイ管及びサプレッションチェンバスプレイ管から原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

重大事故等時に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原子炉格納容器安全設備(残留熱除去系(サプレッションプール水冷却モード))として使用する残留熱除去系熱交換器(B)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(B)は、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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(B)により残留熱除去

系熱交換器(B)を経由して冷却することで、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。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(B)の容量は、残留熱除去系の各モード・機能における熱交換器の必要伝熱面積が最大となるモードの容量とする。

したがって、残留熱除去系熱交換器(B)を使用する原子炉停止時冷却モード、低圧注水モード、格納容器スプレイ冷却モード、サプレッションプール水冷却モード及び燃料プール冷却機能において必要伝熱面積が最大となる格納容器スプレイ冷却モードの設計熱交換量である MW/個以上とする。

表 1-2 残留熱除去系熱交換器(B)に対する必要伝熱面積

運転モード	格納容器スプレイ冷却モード
熱交換器 1 個当たりの必要熱交換量 (MW/個)	<input type="text"/>
被冷却水流量 (kg/h)	1.145 × 10 ⁶
被冷却水温度 (°C)	<input type="text"/>
冷却水流量 (kg/h)	9.45 × 10 ⁵
冷却水温度 (°C)	<input type="text"/>
必要伝熱面積 (m ²)	<input type="text"/>

なお、格納容器スプレイ冷却モードを運転することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度以下にできることを安全評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)で確認している。

残留熱除去系熱交換器(B)を重大事故等時において使用する場合の容量は、重大事故等対策の有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において、全交流動力電源喪失や崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)として確認されている伝熱容量が約 MW/個であり、この伝熱面積が m²/個であることから、設計基準対象施設として使用する場合の伝熱面積 m²を下回るため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 MW/個以上とする。

公称値については、 8.84 MW/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 管側の最高使用圧力 3.73 MPa

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(B)の管側の最高使用圧力は、主配管「残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(B)」の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。

残留熱除去系熱交換器(B)を重大事故等時において使用する場合の管側の使用圧力は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(B)」の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。

2.2 胴側の最高使用圧力 1.18 MPa

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(B)の胴側の最高使用圧力は、主配管「残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(B)」の最高使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。

残留熱除去系熱交換器(B)を重大事故等時において使用する場合の胴側の使用圧力は、重

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(B)」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 管側の最高使用温度 186 °C

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(B)の管側の最高使用温度は、主配管「残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(B)」の最高使用温度と同じ186 °Cとする。

残留熱除去系熱交換器(B)を重大事故等時において使用する場合の管側の使用温度は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(B)」の使用温度と同じ186 °Cとする。

3.2 胴側の最高使用温度 70 °C

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(B)の胴側の最高使用温度は、主配管「残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(B)」の最高使用温度と同じ70 °Cとする。

残留熱除去系熱交換器(B)を重大事故等時において使用する場合の胴側の使用温度は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(B)」の使用温度と同じ70 °Cとする。

4. 伝熱面積の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(B)の伝熱面積は、格納容器スプレイ冷却モードの設計熱交換量8.84 MW/個を満足するために必要な伝熱面積 m²/個を上回る m²/個以上とする。

残留熱除去系熱交換器(B)を重大事故等時において使用する場合の伝熱面積は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、全交流動力電源喪失や崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）として確認されている伝熱容量約 MW/個を満足するために必要な伝熱面積 m²/個を上回る m²/個以上とする。

公称値については、要求される伝熱面積である m²/個を上回る m²/個とする。

5. 個数の設定根拠

残留熱除去系熱交換器(B)は、設計基準対象施設として炉心の崩壊熱及びその他の残留熱の除去並びに原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等するために必要な個数として1個設置する。

残留熱除去系熱交換器(B)は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-3-3-1-2 設定根拠に関する説明書
(残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ)

名 称		残留熱除去系ポンプ(A), (B) *	
容 量	m ³ /h/個	□ 以上 (1160)	
揚 程	m	□ 以上 (105)	
最高使用圧力	MPa	(吸込側) 1.37 / (吐出側) 3.73	
最高使用温度	℃	186	
原 動 機 出 力	kW/個	540	
個 数	—	2	
注記* : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (残留熱除去系) 及び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原子炉格納容器安全設備 (残留熱除去系 (格納容器ス プレイ冷却モード), 残留熱除去系 (サプレッションプール水冷却モード)) と兼用。			
【設定根拠】 (概要) ・ 設計基準対象施設 残留熱除去系ポンプ(A), (B)は、通常の原子炉停止時及び復水器が使用できない時の炉心の崩壊熱及びその他の残留熱の除去並びに原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし、下記のモード・機能の際に冷却材を供給するために設置する。 ① 原子炉停止時冷却モード ② 低圧注水モード ③ 格納容器スプレイ冷却モード ④ サプレッションプール水冷却モード ⑤ 燃料プール冷却機能 ・ 重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系) として使用する残留熱除去系ポンプ(A), (B)は以下の機能を有する。 (1) 原子炉停止時冷却モード 残留熱除去系ポンプ(A), (B)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であつて、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は、原子炉冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(A), (B)により残留熱除去系熱交換器(A), (B)を経由して原子炉圧力容器に戻すことで、炉心を冷却できる設計とする。 (2) 格納容器スプレイ冷却モード 残留熱除去系ポンプ(A), (B)は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。 系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(A), (B)により残留熱除去系熱交換器(A), (B)を経由してドライウェルスプレイ管及びサプレッションチェンバスプレイ管から原子炉格納容器内へスプレイすることで、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。			

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(3) サプレッションプール水冷却モード

残留熱除去系ポンプ(A), (B)は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(A), (B)により残留熱除去系熱交換器(A), (B)を経由して冷却することで、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(残留熱除去系)として使用する残留熱除去系ポンプ(A), (B)は以下の機能を有する。

残留熱除去系ポンプ(A), (B)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(A), (B)により残留熱除去系配管を経由して原子炉压力容器内に注水することで、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

重大事故等時に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原子炉格納容器安全設備(残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)として使用する残留熱除去系ポンプ(A), (B)は以下の機能を有する。

残留熱除去系ポンプ(A), (B)は、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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(A), (B)により残留熱除去系熱交換器(A), (B)を経由してドライウェルスプレイ管及びサプレッションチェンバスプレイ管から原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

重大事故等時に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原子炉格納容器安全設備(残留熱除去系(サプレッションプール水冷却モード))として使用する残留熱除去系ポンプ(A), (B)は以下の機能を有する。

残留熱除去系ポンプ(A), (B)は、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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(A), (B)により及び残留熱除去系熱交換器(A), (B)を経由して冷却することで、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。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(A), (B)の容量は, 安全評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において確認されている低圧注水系の容量である m³/h を上回る m³/h/個以上とする。

残留熱除去系ポンプ(A), (B)を重大事故等時において使用する場合の容量は, 設計基準対象施設と同様の使用方法であるため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し, m³/h/個以上とする。

公称値については, 1160 m³/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(A), (B)の揚程は, 下記を考慮して決定する。

残留熱除去系の設備の機能のうち, 必要揚程が最も大きい残留熱除去系ポンプ(B)の低圧注水モードにおける下記①～③を考慮し設計する。

- ① 原子炉圧力容器とサブプレッションチェンバ内圧の差: m
- ② 静水頭(低圧注水ノズルとサブプレッションプール水位低の標高差): m
- ③ 配管・機器圧力損失: m

上記より, 残留熱除去系ポンプ(A), (B)の揚程は, ①～③の合計 m 以上とする。

残留熱除去系ポンプ(A), (B)を重大事故等時において使用する場合の揚程は, 設計基準対象施設と同様の使用方法であるため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し, m 以上とする。

公称値については, 要求される揚程を上回る 105 m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

3.1 吸込側の最高使用圧力 1.37 MPa

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(A), (B)の吸込側の最高使用圧力は, 主配管「代替循環冷却系吸込配管分岐点～残留熱除去系ポンプ(A)」及び「サブプレッションチェンバ出口配管B系合流点～残留熱除去系ポンプ(B)」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

残留熱除去系ポンプ(A), (B)を重大事故等時において使用する場合の圧力は, 重大事故等時における主配管「代替循環冷却系吸込配管分岐点～残留熱除去系ポンプ(A)」及び「サブプレッションチェンバ出口配管B系合流点～残留熱除去系ポンプ(B)」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

3.2 吐出側の最高使用圧力 3.73 MPa

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(A), (B)の吐出側の最高使用圧力は, 残留熱除去系における, 下記①～③を考慮して決定する。

- ① 残留熱除去系使用時の原子炉圧力: MPa
- ② 静水頭(原子炉圧力容器上端とポンプ吸込との標高差): m (= MPa)
- ③ 締切揚程: m (= MPa)

上記より, 残留熱除去系ポンプ(A), (B)の吐出側の最高使用圧力は, ①～③の合計 MPa を上回る圧力とし, 3.73 MPa とする。

残留熱除去系ポンプ(A), (B)を重大事故等時において使用する場合の圧力は, 設計基準対象施設と同様の使用方法であるため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し, 3.73 MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(A), (B)の最高使用温度は, 原子炉停止時冷却モード運転時の原子炉冷却材の最高温度として 186 °Cとする。

残留熱除去系ポンプ(A), (B)を重大事故等時において使用する場合は, 設計基準対象施設と同様の使用方法であるため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し, 186 °Cとする。

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(A), (B)の原動機出力は, 下記の式を用いて, 容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

(引用文献: J I S B 0 1 3 1-2002 ターボポンプ用語)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

ここで,

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 1160/3600

H : 揚程 (m) = 105

η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1160}{3600}\right) \times 105}{\text{} / 100}$$

$$= \text{} \text{ kW}$$

上記から, 残留熱除去系ポンプ(A), (B)の原動機出力は, 必要軸動力を上回る出力として 540 kW/個とする。

残留熱除去系ポンプ(A), (B)を重大事故等時において使用する場合は, 設計基準対象施設と同様の使用方法であるため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し, 540 kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

残留熱除去系ポンプ(A), (B) (原動機含む) は, 設計基準対象施設として炉心の崩壊熱及びその他の残留熱の除去並びに原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等するために必要な個数として A系, B系独立した 2 系列に各 1 個, 合計 2 個設置する。

残留熱除去系ポンプ(A), (B) (原動機含む) は, 設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		残留熱除去系ポンプ(C)*
容 量	m ³ /h/個	□以上 (1160)
揚 程	m	□以上 (105)
最高使用圧力	MPa	(吸込側) 1.37 / (吐出側) 3.73
最高使用温度	℃	100
原 動 機 出 力	kW/個	540
個 数	—	1

注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）と兼用。

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

残留熱除去系ポンプ(C)は、原子炉冷却材喪失時の炉心冷却を目的とし、非常用炉心冷却系機能の低圧注水モードの際に原子炉圧力容器内に冷却材を供給するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）として使用する残留熱除去系ポンプ(C)は以下の機能を有する。

残留熱除去系ポンプ(C)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(C)により残留熱除去系配管を経由して原子炉圧力容器内に注水することで、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(C)の容量は、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において確認されている低圧注水系の容量である□ m³/hを上回る□ m³/h/個以上とする。

残留熱除去系ポンプ(C)を重大事故等時ににおいて使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、□ m³/h/個以上とする。

公称値については、□ 1160 m³/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(C)の揚程は、下記を考慮して決定する。

残留熱除去系の設備の機能のうち、必要揚程が最も大きい低圧注水モードにおける下記①～③を考慮し設計する。

① 原子炉圧力容器とサブプレッションチェンバ内圧の差：□ m

② 静水頭（低圧注水ノズルとサブプレッションプール水位低の標高差）：□ m

③ 配管・機器圧力損失：□ m

上記より、残留熱除去系ポンプ(C)の揚程は、①～③の合計 m 以上とする。

残留熱除去系ポンプ(C)を重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m 以上とする。

公称値については、要求される揚程を上回る 105 m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

3.1 吸込側の最高使用圧力 1.37 MPa

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(C)の吸込側の最高使用圧力は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-214C)～残留熱除去系ポンプ(C)」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

残留熱除去系ポンプ(C)を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-214C)～残留熱除去系ポンプ(C)」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

3.2 吐出側の最高使用圧力 3.73 MPa

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(C)の吐出側の最高使用圧力は、残留熱除去系における、下記①～③を考慮して決定する。

- ① 水源圧力（設計基準事故時のサブプレッションチェンバ圧力）： MPa
- ② 静水頭（サブプレッションプール水位高とポンプ吸込ノズルの標高差）： m (= MPa)
- ③ 締切揚程： m (= MPa)

上記より、残留熱除去系ポンプ(C)の吐出側の最高使用圧力は、①～③の合計 MPa を上回る圧力とし、3.73 MPa とする。

残留熱除去系ポンプ(C)を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.73 MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(C)の最高使用温度は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-214C)～残留熱除去系ポンプ(C)」の最高使用温度と同じ 100 °C とする。

残留熱除去系ポンプ(C)を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-214C)～残留熱除去系ポンプ(C)」の使用温度と同じ 100 °C とする。

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(C)の原動機出力は、下記の式を用いて、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

(引用文献：J I S B 0 1 3 1-2002 ターボポンプ用語)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

ここで、

- P : 軸動力 (kW)
- P_w : 水動力 (kW)
- ρ : 密度 (kg/m³) = 1000
- g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
- Q : 容量 (m³/s) = 1160/3600
- H : 揚程 (m) = 105
- η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1160}{3600}\right) \times 105}{\text{ / 100}}$$

$$= \text{ kW}$$

上記から、残留熱除去系ポンプ(C)の原動機出力は、必要軸動力を上回る出力として 540 kW/個とする。

残留熱除去系ポンプ(C)を重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、540 kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

残留熱除去系ポンプ(C) (原動機含む) は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時の炉心冷却するために必要な個数である 1 個設置する。

残留熱除去系ポンプ(C) (原動機含む) は、設計基準対象施設として 1 個設置したものを重大事故等対処設備として使用する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

VI-1-1-4-3-3-1-3 設定根拠に関する説明書
(残留熱除去系 残留熱除去系ストレーナ)

名 称		残留熱除去系ストレーナ(A)*	
容 量	m ³ /h/組	□以上 (1160)	
最高使用圧力	kPa	- [427, 854]	
最高使用温度	℃	104, 200	
個 数	—	2	
<p>注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系、残留熱除去系）及び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原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系、代替循環冷却系、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。</p>			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 残留熱除去系ストレーナ(A) は、設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバ内の異物による残留熱除去系ポンプ(A)、残留熱除去系熱交換器(A)、ドライウェルススプレイ管及びサブプレッションチェンバスプレイ管等下流の系統内機器の機能低下を防止することを目的に設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）として使用する残留熱除去系ストレーナ(A) は以下の機能を有する。 残留熱除去系ストレーナ(A) は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。 系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナ(A) で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ(A) 及び残留熱除去系熱交換器(A) を介して冷却されたサブプレッションチェンバのプール水をドライウェルススプレイ管及びサブプレッションチェンバスプレイ管から原子炉格納容器内へスプレイすることにより原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。 系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ストレーナ(A) で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ(A) 及び残留熱除去系熱交換器(A) を介してサブプレッションチェンバのプール水を冷却することにより、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。 <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系）として使用する残留熱除去系ストレーナ(A) は以下の機能を有する。</p> <p>残留熱除去系ストレーナ(A) は、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備として、炉心の著しい損傷及び溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナ(A) で異物をろ過し、代替循環冷却ポンプにより残留熱除去系熱交換器(A)、残留熱除去系配管等を介してサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器に注水することで、原子炉格納容器の破損を</p>			

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

防止できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）として使用する残留熱除去系ストレーナ(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ(A)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナ(A)で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ(A)により残留熱除去系配管等を介してサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器内に注水することで、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

重大事故等時に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原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する残留熱除去系ストレーナ(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ(A)は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナ(A)で異物をろ過し、代替循環冷却ポンプにより、残留熱除去系配管等を介して原子炉格納容器下部へ注水し、溶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、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に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原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）として使用する残留熱除去系ストレーナ(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ(A)は、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、並びに炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための設備として設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナ(A)で異物をろ過し、代替循環冷却ポンプにより残留熱除去系熱交換器(A)、残留熱除去系配管等を介してサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水及び原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

重大事故等時に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原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））として使用する残留熱除去系ストレーナ(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ(A)は、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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナ(A)で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ(A)により残留熱除去系熱交換器(A)を介してサブプレッションチェンバのプール水をドライウェルスプレイ管及びサブプレッションチェンバスプレイ管から原子炉格納容器内へスプレイすることにより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。

重大事故等時に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原子炉格納容器安全設備(残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード))として使用する残留熱除去系ストレーナ(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ(A)は、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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ストレーナ(A)で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ(A)及び残留熱除去系熱交換器(A)を介して冷却することにより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。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ストレーナ(A)の容量は、残留熱除去系ポンプ(A)の容量に合わせ、 m³/h/組以上とする。

残留熱除去系ストレーナ(A)を重大事故等時において使用する場合の容量は、重大事故等時における残留熱除去系ポンプ(A)の容量 m³/h/個及び重大事故等時における代替循環冷却ポンプの容量 m³/h/個を考慮し、 m³/h/組以上とする。

公称値については 1160 m³/h/組とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

残留熱除去系ストレーナ(A)は、その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため最高使用圧力は設定されないが、ここではサブプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。

残留熱除去系ストレーナ(A)を重大事故等時において使用する場合の圧力についても、設計基準対象施設として使用する場合と同様に設定されないが、ここでは重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ストレーナ(A)の最高使用温度は、サブプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 °C とする。

残留熱除去系ストレーナ(A)を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 °C とする。

4. 個数の設定根拠

残留熱除去系ストレーナ(A)は、設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバ内の異物をろ過するために必要な個数である 2 個 1 組を設置する。

残留熱除去系ストレーナ(A)は、設計基準対象施設として 2 個 1 組設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称	残留熱除去系ストレーナ(B)*	
容 量	m ³ /h/組	□以上 (1160)
最高使用圧力	kPa	— [427, 854]
最高使用温度	℃	104, 200
個 数	—	2

注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び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原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレィ冷却モード），残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））と兼用。

【設定根拠】

（概要）

・設計基準対象施設

残留熱除去系ストレーナ(B)は、設計基準対象施設としてサプレッションチェンバ内の異物による残留熱除去系ポンプ(B)、残留熱除去系熱交換器(B)、ドライウェルスプレィ管及びサプレッションチェンバスプレィ管等下流の系統内機器の機能低下を防止することを目的に設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）として使用する残留熱除去系ストレーナ(B)は以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ(B)は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナ(B)で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ(B)及び残留熱除去系熱交換器(B)を介して冷却されたサプレッションチェンバのプール水をドライウェルスプレィ管及びサプレッションチェンバスプレィ管から原子炉格納容器内へスプレィすることにより原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ストレーナ(B)で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ(B)及び残留熱除去系熱交換器(B)を介してサプレッションチェンバのプール水を冷却することにより、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系（低圧注水モード））として使用する残留熱除去系ストレーナ(B)は以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ(B)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナ(B)で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ(B)により残留熱除去系配管を介してサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器内に注水することで、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を

防止できる設計とする。

重大事故等時に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原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））として使用する残留熱除去系ストレーナ（B）は以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ（B）は、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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナ（B）で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ（B）により残留熱除去系熱交換器（B）を介してサプレッションチェンバのプール水をドライウェルスプレイ管及びサプレッションチェンバスプレイ管から原子炉格納容器内へスプレイすることにより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。

重大事故等時に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原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））として使用する残留熱除去系ストレーナ（B）は以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ（B）は、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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ストレーナ（B）で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ（B）及び残留熱除去系熱交換器（B）を介して冷却することにより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。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ストレーナ（B）の容量は、残留熱除去系ポンプ（B）の容量に合わせ、 m³/h/組以上とする。

残留熱除去系ストレーナ（B）を重大事故等時に使用する場合の容量は、重大事故等時における残留熱除去系ポンプ（B）の容量 m³/h/個に合わせ、 m³/h/組以上とする。

公称値については 1160 m³/h/組とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

残留熱除去系ストレーナ（B）は、その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため最高使用圧力は設定されないが、ここではサプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。

残留熱除去系ストレーナ（B）を重大事故等時に使用する場合の圧力についても、設計基準対象施設として使用する場合と同様に設定されないが、ここでは重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ストレーナ（B）の最高使用温度は、サプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 °C とする。

残留熱除去系ストレーナ(B)を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用温度と同じ200℃とする。

4. 個数の設定根拠

残留熱除去系ストレーナ(B)は、設計基準対象施設としてサプレッションチェンバ内の異物をろ過するために必要な個数である2個1組を設置する。

残留熱除去系ストレーナ(B)は、設計基準対象施設として2個1組設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称		残留熱除去系ストレーナ(C)*
容 量	m ³ /h/組	□以上 (1160)
最高使用圧力	kPa	— [427, 854]
最高使用温度	℃	104, 200
個 数	—	2

注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）と兼用。

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

残留熱除去系ストレーナ(C)は、設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバ内の異物による残留熱除去系ポンプ(C)等下流の系統内機器の機能低下を防止することを目的に設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）として使用する残留熱除去系ストレーナ(C)は以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ(C)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナ(C)で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ(C)により残留熱除去系配管を介してサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器内に注水することで、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ストレーナ(C)の容量は、残留熱除去系ポンプ(C)の容量に合わせ、□m³/h/組以上とする。

残留熱除去系ストレーナ(C)を重大事故等時ににおいて使用する場合の容量は、重大事故等時における残留熱除去系ポンプ(C)の容量□m³/h/個に合わせ、□m³/h/組以上とする。

公称値については□1160 m³/h/組とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

残留熱除去系ストレーナ(C)は、その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため最高使用圧力は設定されないが、ここではサブプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ427 kPaとする。

残留熱除去系ストレーナ(C)を重大事故等時ににおいて使用する場合の圧力についても、設計基準対象施設として使用する場合と同様に設定されないが、ここでは重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用圧力と同じ854 kPaとする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ストレーナ(C)の最高使用温度は、サブプレ

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

ションチェンバの最高使用温度と同じ 104 °Cとする。

残留熱除去系ストレーナ(C)を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 °Cとする。

4. 個数の設定根拠

残留熱除去系ストレーナ(C)は、設計基準対象施設としてサプレッションチェンバ内の異物をろ過するために必要な個数である 2 個 1 組を設置する。

残留熱除去系ストレーナ(C)は、設計基準対象施設として 2 個 1 組設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。