

本資料のうち、枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 工事計画審査資料	
資料番号	KK7 添-1-011-3 改1
提出年月日	2020年7月10日

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 工事計画審査資料
原子炉冷却系統施設のうち
残留熱除去設備のうち
残留熱除去系

(添付書類)

2020年7月

東京電力ホールディングス株式会社

V-1 説明書

V-1-1 各発電用原子炉施設に共通の説明書

V-1-1-5 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

V-1-1-5-3 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-5 図面

4.2.1 残留熱除去系

- ・第 4-2-1-1-1 図 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）に係る機器の配置を明示した図面（その 1）
- ・第 4-2-1-1-2 図 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）に係る機器の配置を明示した図面（その 2）
- ・第 4-2-1-1-3 図 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）に係る機器の配置を明示した図面（その 3）
- ・第 4-2-1-1-4 図 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）に係る機器の配置を明示した図面（その 4）
- ・第 4-2-1-1-5 図 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）に係る機器の配置を明示した図面（その 5）
- ・第 4-2-1-2-1 図 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）に係る主配管の配置を明示した図面（その 1）
- ・第 4-2-1-2-2 図 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）に係る主配管の配置を明示した図面（その 2）
- ・第 4-2-1-2-3 図 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）に係る主配管の配置を明示した図面（その 3）
- ・第 4-2-1-2-4 図 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）に係る主配管の配置を明示した図面（その 4）
- ・第 4-2-1-2-5 図 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）に係る主配管の配置を明示した図面（その 5）
- ・第 4-2-1-2-6 図 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）に係る主配管の配置を明示した図面（その 6）
- ・第 4-2-1-2-7 図 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）に係る主配管の配置を明示した図面（その 7）
- ・第 4-2-1-2-8 図 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）に係る主配管の配置を明示した図面（その 8）
- ・第 4-2-1-3-1 図 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）の系統図（その 1）（設計基準対象施設）
- ・第 4-2-1-3-2 図 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）の系統図（その 2）（設計基準対象施設）
- ・第 4-2-1-3-3 図 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）の系統図（その 3）（設計基準対象施設）

- ・第 4-2-1-3-4 図 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）の系統図（その 4）（重大事故等対処設備）
- ・第 4-2-1-3-5 図 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）の系統図（その 5）（重大事故等対処設備）
- ・第 4-2-1-3-6 図 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）の系統図（その 6）（重大事故等対処設備）
- ・第 4-2-1-3-7 図 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）の系統図（その 7）（復水給水系）（重大事故等対処設備）
- ・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）の構造図 残留熱除去系熱交換器
【平成 4 年 3 月 27 日付け 3 資庁第 13034 号にて認可された工事計画の第 2-3-4 図「残留熱除去系熱交換器構造図」による。】
- ・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）の構造図 残留熱除去系ポンプ
【平成 4 年 3 月 27 日付け 3 資庁第 13034 号にて認可された工事計画の第 2-3-5 図「残留熱除去系ポンプ構造図」による。】
- ・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）の構造図 残留熱除去系ストレーナ（その 1）
【平成 20 年 4 月 7 日付け平成 20・02・29 原第 10 号にて認可された工事計画の第 1-4 図「残留熱除去系ストレーナ構造図（その 1）」による。】
- ・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）の構造図 残留熱除去系ストレーナ（その 2）
【平成 20 年 4 月 7 日付け平成 20・02・29 原第 10 号にて認可された工事計画の第 1-5 図「残留熱除去系ストレーナ構造図（その 2）」による。】
- ・第 4-2-1-4-1 図 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）の構造図 E11-F039A, B, C
- ・第 4-2-1-4-2 図 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）の構造図 E11-F042A, B, C
- ・第 4-2-1-4-3 図 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）の構造図 E11-F051A, B, C

3. 残留熱除去設備

3.1 残留熱除去系

3.1.1 熱交換器

名 称		残留熱除去系熱交換器
容 量 (設計熱交換量)	MW/個	<input type="text"/> (8.15)
最高使用圧力	MPa	管側 3.43/胴側 1.37
最高使用温度	℃	管側 182/胴側 70, 90
伝 熱 面 積	m ² /個	<input type="text"/> 以上 (<input type="text"/>)
個 数	—	3
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>・設計基準対象施設</p> <p>残留熱除去系熱交換器(A)は、設計基準対象施設として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> <ul style="list-style-type: none"> ① 原子炉停止時冷却モード ② 低圧注水モード ③ サプレッションチェンバプール水冷却モード ④ 燃料プール冷却機能 <p>残留熱除去系熱交換器(B), (C)は、設計基準対象施設として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> <ul style="list-style-type: none"> 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 サプレッションチェンバプール水冷却モード ⑤ 燃料プール冷却機能 <p>・重大事故等対処設備</p> <p>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は、以下の機能を有する。</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 原子炉停止時冷却モード <p>残留熱除去系熱交換器は、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。また、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</p>		

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ずるものに限る。）を防止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及び残留熱除去系熱交換器を経由して原子炉圧力容器に戻すことにより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), (C)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ずるものに限る。）を防止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), (C)により残留熱除去系熱交換器(B), (C)を経由してドライウエル内及びサプレッションチェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の崩壊熱の除去及び蒸気の凝縮ができる設計とする。

(3) サプレッションチェンバプール水冷却モード

残留熱除去系熱交換器は、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ずるものに限る。）を防止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により残留熱除去系熱交換器を経由してサプレッションチェンバ内に戻すことによりサプレッションチェンバのプール水を冷却できる設計とする。

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（低圧注水系）として使用する残留熱除去系熱交換器は、以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器は、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、残留熱除去系ポンプにより、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器を経由して原子炉圧力容器へ注水することで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うち原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系）として使用する残留熱除去系熱交換器は、以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(B), (C)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。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、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に設置する。

系統構成は、残留熱除去系ポンプ(B)、(C)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(B)、(C)を経由して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ーすることで原子炉格納容器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うち原子炉格納容器安全設備（サブプレッションチェンバプール水冷却系）として使用する残留熱除去系熱交換器は、以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器は、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。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、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で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプにより残留熱除去系熱交換器を経由してサブプレッションチェンバ内に戻し、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。

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うち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は、以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(B)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、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に使用する。

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ポンプ(B)を流路として使用し、復水移送ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器(B)にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレーすることで、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。

1. 容量（設計熱交換量）

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の容量（設計熱交換量）は、残留熱除去系のモード・機能に必要な容量から算出される熱交換器伝熱面積を考慮して決定する。

各モード・機能における熱交換量と冷却水温度を考慮すると、必要伝熱面積は格納容器スプレー冷却モードで最大の m² となる。（表1参照）したがって、格納容器スプレー冷却モードの必要熱交換量 MW/個を残留熱除去系熱交換器の容量（設計熱交換量）とする。

表1 残留熱除去系熱交換器に対する必要伝熱面積

運転モード	格納容器スプレイモード
熱交換器1個当たりの必要熱交換量 (MW/個)	8.15
被冷却水流量 (kg/h)	
被冷却水温度 (°C)	
冷却水流量 (kg/h)	
冷却水温度 (°C)	
必要伝熱面積 (m ²)	

なお、残留熱除去系熱交換器の容量（設計熱交換量）にて、サブプレッションチェンバを水源とした格納容器スプレイ冷却モードにより原子炉格納容器を冷却することで、原子炉格納容器の最高使用圧力 0.31MPa 及び最高使用温度 171°C 及び 104°C 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）にて確認している。

残留熱除去系熱交換器の重大事故等時における容量（設計熱交換量）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）において代替循環冷却時に期待する熱交換量（ MW（被冷却水流量 m³/h, 被冷却水温度 °C 時））を確保可能な伝熱面積が最大の m² であり、設計基準対象施設として使用する場合は必要伝熱面積に包絡されるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 MW/個とする。

公称値については、 8.15MW/個とする。

2. 最高使用圧力

2.1 管側の最高使用圧力 3.43MPa

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（管側）の最高使用圧力は、主配管「残留熱除去系ポンプ(A) 出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(A)」，主配管「残留熱除去系ポンプ(B) 出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(B)」及び主配管「残留熱除去系ポンプ(C) 出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(C)」の最高使用圧力と同じ 3.43MPa とする。

残留熱除去系熱交換器（管側）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「残留熱除去系ポンプ(A) 出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(A)」，主配管「残留熱除去系ポンプ(B) 出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(B)」及び主配管「残留熱除去系ポンプ(C) 出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(C)」の使用圧力と同じ 3.43MPa とする。

2.2 胴側の最高使用圧力 1.37MPa

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（胴側）の最高使用圧力は、原子炉補機冷却系の主配管「残留熱除去系熱交換器(A) 入口配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(A)」，主配管「残留熱除去系熱交換器(B) 入口配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(B)」及

び主配管「残留熱除去系熱交換器(C)入口配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(C)」の最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。

残留熱除去系熱交換器(胴側)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原子炉補機冷却系の主配管「残留熱除去系熱交換器(A)入口配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(A)」, 主配管「残留熱除去系熱交換器(B)入口配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(B)」及び主配管「残留熱除去系熱交換器(C)入口配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(C)」の使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。

3. 最高使用温度

3.1 管側の最高使用温度 182℃

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(管側)の最高使用温度は、主配管「残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(A)」, 主配管「残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(B)」及び主配管「残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(C)」の最高使用温度と同じ182℃とする。

残留熱除去系熱交換器(管側)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「残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(A)」, 主配管「残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(B)」及び主配管「残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(C)」の使用温度と同じ182℃とする。

3.2 胴側の最高使用温度 70℃, 90℃

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(胴側)の最高使用温度は、原子炉補機冷却系の主配管「残留熱除去系熱交換器(A)入口配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(A)」, 主配管「残留熱除去系熱交換器(B)入口配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(B)」及び主配管「残留熱除去系熱交換器(C)入口配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(C)」の最高使用温度と同じ70℃とする。

残留熱除去系熱交換器(胴側)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残留熱除去系熱交換器(胴側)の除熱後の冷却水温度 °Cを上回る90℃とする。

4. 伝熱面積

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の伝熱面積は、格納容器スプレイモードの設計熱交換量 MW/個を満足するために必要な伝熱面積が m²であることから、これを上回る伝熱面積として m²/個以上とする。

残留熱除去系熱交換器を重大事故等時において使用する場合は、有効効性評価解

析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）のうち、格納容器破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において、代替循環冷却時に期待する熱交換量を確保するために必要な伝熱面積が \square m² であり、メーカーの設計段階にて確認している容量（設計熱交換量） \square MW を満足するために必要な伝熱面積 \square m² に包絡されることから、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 \square m²/個以上とする。

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

5. 個数

残留熱除去系熱交換器は、設計基準対象施設として原子炉停止後の冷却時に、炉心又は原子炉格納容器からの熱除去をするために必要な個数を各系列に1個設置し、合計3個設置する。

残留熱除去系熱交換器は、設計基準対象施設として3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。

3.1.2 ポンプ

名 称		残留熱除去系ポンプ	
容 量	m ³ /h/個	□以上 (954)	
揚 程	m	□以上 (125)	
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37/吐出側 3.43	
最高使用温度	℃	182	
原 動 機 出 力	kW/個	540	
個 数	—	3	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>・設計基準対象施設</p> <p>残留熱除去系ポンプ(A)は、設計基準対象施設として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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 原子炉停止時冷却モード ② 低圧注水モード ③ サプレッションチェンバプール水冷却モード ④ 燃料プール冷却機能 <p>残留熱除去系ポンプ(B), (C)は、設計基準対象施設として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> <ul style="list-style-type: none"> 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 サプレッションチェンバプール水冷却モード ⑤ 燃料プール冷却機能 <p>・重大事故等対処設備</p> <p>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は、以下の機能を有する。</p> <p>(1) 原子炉停止時冷却モード</p> <p>残留熱除去系ポンプは、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。また、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</p>			

る前に生ずるものに限る。)を防止するために設置する。

系統構成は、原子炉冷却材を原子炉压力容器から残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器を経由して原子炉压力容器に戻すことにより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(B), (C)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ずるものに限る。)を防止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), (C)により残留熱除去系熱交換器(B), (C)を経由して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、原子炉格納容器内の崩壊熱の除去及び蒸気の凝縮ができる設計とする。

(3) サプレッションチェンバプール水冷却モード

残留熱除去系ポンプは、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ずるものに限る。)を防止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により残留熱除去系熱交換器を経由してサブプレッションチェンバ内に戻すことによりサブプレッションチェンバのプール水を冷却できる設計とする。

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(低圧注水系)として使用する残留熱除去系ポンプは、以下の機能を有する。

残留熱除去系ポンプは、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、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残留熱除去系熱交換器を経由して原子炉压力容器へ注水することで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うち原子炉格納容器安全設備(格納容器スプレイ冷却系)として使用する残留熱除去系ポンプは、以下の機能を有する。

残留熱除去系ポンプ(B), (C)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。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、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

に設置する。

系統構成は、残留熱除去系ポンプ(B), (C)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(B), (C)を経由して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ーすることで原子炉格納容器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うち原子炉格納容器安全設備（サブプレッションチェンバプール水冷却系）として使用する残留熱除去系ポンプは、以下の機能を有する。

残留熱除去系ポンプは、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。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、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で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプにより残留熱除去系熱交換器を経由してサブプレッションチェンバ内に戻し、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。

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うち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ポンプは、以下の機能を有する。

残留熱除去系ポンプ(B)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、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流路として設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ポンプ(B)を流路として使用し、復水移送ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器(B)にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレーすることで、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。

1. 容量

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプの容量は、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 \square m³/h (\square MPa [dif] において) のため \square m³/h/個以上とする。

原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備として使用する残留熱除去系ポンプを重大事故等時に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、 \square m³/h/個以上とする。

公称値については、 954m³/h/個とする。

2. 揚程

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプの揚程は、**水源と移送先の圧力差、静水頭、機器及び配管・弁類圧損**を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	<input type="text"/> m
静水頭	52 m
機器及び配管・弁類圧損	21 m
	<input type="text"/> m

以上より、残留熱除去系ポンプの揚程は、 m を上回る m 以上とする。

原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備として使用する残留熱除去系ポンプ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のため m 以上とする。

公称値については、要求される揚程 m を上回る 125m とする。

3. 最高使用圧力

3.1 最高使用圧力 (吸込側) 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプの吸込側の最高使用圧力は、主配管「原子炉压力容器(A)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(A)」、主配管「原子炉压力容器(B)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(B)」及び主配管「原子炉压力容器(C)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(C)」の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

残留熱除去系ポンプを重大事故等時において使用する場合の**吸込側**の圧力は、重大事故等時における主配管「原子炉压力容器(A)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(A)」、主配管「原子炉压力容器(B)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(B)」及び主配管「原子炉压力容器(C)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(C)」の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

3.2 最高使用圧力 (吐出側) 3.43MPa

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプの吐出側の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程約 m (=約 MPa) となり、吸込側の最高運転圧力約 MPa との合計が MPa となることから、これを上回る圧力として 3.43MPa とする。

残留熱除去系ポンプを重大事故等時において使用する場合の**吐出側**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、3.43MPaとする。

4. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプの最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度である182℃とする。

残留熱除去系ポンプ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、182℃とする。

5. 原動機出力

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプの原動機出力は、定格流量点での軸動力を基に設定する。

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

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

(引用文献：日本工業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002)「ターボポンプ用語」)

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

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) = 954/3600

H : 揚程(m) = 125

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{954}{3600}\right) \times 125}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記より、残留熱除去系ポンプの原動機出力は、必要軸動力 kW を上回る 540kW/個とする。

残留熱除去系ポンプを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時の容量及び揚程が設計基準対象施設の容量及び揚程と同仕様であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、540kW/個とする。

6. 個数

残留熱除去系ポンプ(原動機含む)は、設計基準対象施設として原子炉停止後の冷却時に、

原子炉圧力容器への注水及び、炉心又は原子炉格納容器からの熱除去をするために必要な個数を各系列に1個設置し、合計3個設置する。

残留熱除去系ポンプ（原動機含む。）は、設計基準対象施設として3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。

3.1.3 ろ過装置

名 称		残留熱除去系ストレーナ	
容 量	m ³ /h/組	□以上(□)	
最高使用圧力	kPa	—[310], —[620]	
最高使用温度	℃	104, 166	
個 数	—	6 (3系列のそれぞれで2個を1組)	
<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は、設計基準対象施設としてサブプレッションプール内の異物による残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、低圧注水スパージャ等下流の系統内機器の機能低下を防止するために設置する。 なお、設計基準対象施設の残留熱除去系ストレーナの容量、最高使用圧力及び最高使用温度の 設定根拠については平成20年4月7日付け平成20・02・29原第10号にて認可された工事計画の IV-3「設定根拠に関する説明書」による。 ・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は、以下の機能を有する。 残留熱除去系ストレーナは、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ずるものに限る。）を防止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で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプにより残留熱除去系熱交換器を経由してサブプレッションチェンバ内に戻すことによりサブプレッションチェンバのプール水を冷却できる設計とする。 また、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(B), (C)で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ(B), (C)により残留熱除去系熱交換器(B), (C)を経由して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、原子炉格納容器内の崩壊熱の除去及び蒸気の凝縮ができる設計とする。 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（低圧注水系）として使用する残留熱除去系ストレーナは、以下の機能を有する。 残留熱除去系ストレーナは、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で異物をろ過し、 			

残留熱除去系ポンプにより残留熱除去系熱交換器を経由して原子炉圧力容器へ注水することで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うち原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系）として使用する残留熱除去系ストレーナは、以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ(B), (C)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。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、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(B), (C)で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ(B), (C)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(B), (C)を経由して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。

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うち原子炉格納容器安全設備（サブプレッションチェンバプール水冷却系）として使用する残留熱除去系ストレーナは、以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナは、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。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、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で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプにより残留熱除去系熱交換器を経由してサブプレッションチェンバ内に戻し、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。

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うち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は、以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ(B)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、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(B)で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ(B)を流路として使用し、復水移送ポンプによりサブプレッションチェンバ

のプール水を残留熱除去系熱交換器(B)にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉压力容器又は原子炉格納容器下部へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

1. 容量

残留熱除去系ストレーナを重大事故等時において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、 m³/h/組以上とする。

残留熱除去系ストレーナを重大事故等時において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(低圧注水系)として使用する場合は、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、 m³/h/組以上とする。

残留熱除去系ストレーナ(B),(C)を重大事故等時において原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備(格納容器スプレイ冷却系)として使用する場合は、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、 m³/h/組以上とする。

残留熱除去系ストレーナを重大事故等時において原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備(サブプレッションチェンバプール水冷却系)として使用する場合は、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、 m³/h/組以上とする。

残留熱除去系ストレーナ(B)を重大事故等時において原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却系)として使用する場合は、代替循環冷却系として使用する復水移送ポンプの容量 m³/h/個以上を上回る m³/h/組以上とする。

公称値については m³/h/組とする。

2. 最高使用圧力

残留熱除去系ストレーナを重大事故等時において使用する場合は、その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため設定されないが、ここでは原子炉格納容器の重大事故等時の使用圧力(内圧)を[]内に示しており、620kPaとする。

3. 最高使用温度

残留熱除去系ストレーナ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)において残留熱除去系の使用時に

けるサブプレッションチェンバのプール水の温度が最大となる事故シーケンスグループ（全交流動力電源喪失）により °C であり，それを上回る 166°C とする。

4. 個数

残留熱除去系ストレーナは，設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に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を各系列に 2 個 1 組設置し，合計 6 個設置する。

残留熱除去系ストレーナは，設計基準対象施設として 6 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。

3.1.4 安全弁及び逃がし弁

名 称	E11-F039A, B, C	
吹 出 圧 力	MPa	8.62
個 数	—	3
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>E11-F039A, B, C は、主配管「原子炉压力容器～残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部」、主配管「残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系配管分岐部～残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部」及び主配管「原子炉压力容器～残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部」上に設置する逃がし弁であり、設計基準対象施設として、主配管「原子炉压力容器～残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部」、主配管「残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系配管分岐部～残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部」及び主配管「原子炉压力容器～残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部」の圧力が最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、主配管「原子炉压力容器～残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部」、主配管「残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系配管分岐部～残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部」及び主配管「原子炉压力容器～残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部」の圧力が最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。</p> <p>1. 吹出圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する E11-F039A, B, C の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「原子炉压力容器～残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部」、主配管「残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系配管分岐部～残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部」及び主配管「原子炉压力容器～残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部」の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>E11-F039A, B, C を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、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、8.62MPa とする。</p> <p>2. 個数</p> <p>E11-F039A, B, C は、設計基準対象施設として主配管「原子炉压力容器～残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部」、主配管「残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系配管分岐部～残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部」及び主配管「原子炉压力容器～残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数を各系列に 1 個設置し、合計 3 個設置する。</p> <p>重大事故等対処設備として使用する E11-F039A, B, C は、設計基準対象施設として 3 個設置し</p>		

ているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称		E11-F042A, B, C
吹 出 圧 力	MPa	1.37
個 数	—	3
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>E11-F042A, B, C は、主配管「残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉压力容器(A)系出口配管合流部」、主配管「残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉压力容器(B)系出口配管合流部」及び主配管「残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉压力容器(C)系出口配管合流部」上に設置する逃がし弁であり、設計基準対象施設として、主配管「残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉压力容器(A)系出口配管合流部」、主配管「残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉压力容器(B)系出口配管合流部」及び主配管「残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉压力容器(C)系出口配管合流部」の圧力が最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、主配管「残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉压力容器(A)系出口配管合流部」、主配管「残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉压力容器(B)系出口配管合流部」及び主配管「残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉压力容器(C)系出口配管合流部」の圧力が重大事故等時における使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。</p> <p>1. 吹出圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する E11-F042A, B, C の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉压力容器(A)系出口配管合流部」、主配管「残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉压力容器(B)系出口配管合流部」及び主配管「残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉压力容器(C)系出口配管合流部」の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>E11-F042A, B, C を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、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、1.37MPa とする。</p> <p>2. 個数</p> <p>E11-F042A, B, C は、設計基準対象施設として主配管「残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉压力容器(A)系出口配管合流部」、主配管「残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉压力容器(B)系出口配管合流部」及び主配管「残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉压力容器(C)系出口配管合流部」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数を各系列に 1 個設置し、合計 3 個設置する。</p> <p>重大事故等対処設備として使用する E11-F042A, B, C は、設計基準対象施設として 3 個設置し</p>		

ているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称		E11-F051A, B, C
吹 出 圧 力	MPa	3.43
個 数	—	3

【設 定 根 拠】

(概要)

E11-F051A, B, C は、主配管「サプレッションプール注水配管(A)分岐部～サプレッションチェンバ」、主配管「サプレッションプール注水配管(B)分岐部～サプレッションチェンバ」及び主配管「サプレッションプール注水配管(C)分岐部～サプレッションチェンバ」上に設置する逃がし弁であり、設計基準対象施設として、主配管「サプレッションプール注水配管(A)分岐部～サプレッションチェンバ」、主配管「サプレッションプール注水配管(B)分岐部～サプレッションチェンバ」及び主配管「サプレッションプール注水配管(C)分岐部～サプレッションチェンバ」の圧力が最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。

重大事故等対処設備としては、主配管「サプレッションプール注水配管(A)分岐部～サプレッションチェンバ」、主配管「サプレッションプール注水配管(B)分岐部～サプレッションチェンバ」及び主配管「サプレッションプール注水配管(C)分岐部～サプレッションチェンバ」の圧力が重大事故等時における使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。

1. 吹出圧力

設計基準対象施設として使用する E11-F051A, B, C の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「サプレッションプール注水配管(A)分岐部～サプレッションチェンバ」、主配管「サプレッションプール注水配管(B)分岐部～サプレッションチェンバ」及び主配管「サプレッションプール注水配管(C)分岐部～サプレッションチェンバ」の最高使用圧力と同じ 3.43MPa とする。

E11-F051A, B, C を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、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、3.43MPa とする。

2. 個数

E11-F051A, B, C は、設計基準対象施設として主配管「サプレッションプール注水配管(A)分岐部～サプレッションチェンバ」、主配管「サプレッションプール注水配管(B)分岐部～サプレッションチェンバ」及び主配管「サプレッションプール注水配管(C)分岐部～サプレッションチェンバ」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数を各系列に 1 個設置し、合計 3 個設置する。

重大事故等対処設備として使用する E11-F051A, B, C は、設計基準対象施設として 3 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。

3.1.5 主要弁

名 称		E11-F011A, B, C
最高使用圧力	MPa	8.62
最高使用温度	℃	302
個 数	—	3
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>E11-F011A, B, C は、原子炉圧力容器と残留熱除去系配管を接続する配管に設置する原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁であり、設計基準対象施設として原子炉圧力容器より原子炉冷却材を残留熱除去系ポンプへ供給するための流路として設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する E11-F011A, B, C の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する E11-F011A, B, C の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。</p> <p>3. 個数 設計基準対象施設として使用する E11-F011A, B, C は、原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する隔離弁として残留熱除去系 A 系, B 系及び C 系にそれぞれ 1 個とし、合計 3 個設置する。</p>		

3.1.6 主配管

名 称		残留熱除去系ストレーナ(A) ～ 原子炉压力容器(A)系出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	0.31, 0.62, 1.37
最高使用温度	℃	104, 166, 182
外 径	mm	457.2
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系ストレーナ(A)と原子炉压力容器(A)系出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として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へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 0.31MPa, 0.62MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ0.31MPaとする。</p> <p>本配管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原子炉格納容器の使用圧力（内圧）と同じ0.62MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 1.37MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系から圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管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原子炉格納容器の使用圧力（内圧）0.62MPaを上回る1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 104℃, 166℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ104℃とする。</p> <p>本配管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残留熱除去系ストレーナの使用温度と同じ166℃とする。</p>		

2.2 最高使用温度 182℃

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法のため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、457.2mm とする。

名 称		原子炉压力容器(A)系出口配管合流部 ～ 残留熱除去系ポンプ(A)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	457.2, 466.8, 355.6, 366.8
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉压力容器(A)系出口配管合流部と残留熱除去系ポンプ(A)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としてサプレッションプール又は原子炉压力容器よりサプレッションチェンバのプール水等を残留熱除去系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管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原子炉格納容器の使用圧力(内圧)0.62MPaを上回る1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法のため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 457.2mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、457.2mmとする。</p>		

3.2 外径 466.8mm

主管の管台取付部の外径。本主管部の管台取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、466.8mm とする。

3.3 外径 355.6mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は、350A の管と接続するため、接続する管の外径に合わせ、355.6mm とする。

3.4 外径 366.8mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、366.8mm とする。

名 称		原子炉压力容器 ～ 残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部
最高使用圧力	MPa	8.62, 9.22, 1.37
最高使用温度	℃	302, 306, 182
外 径	mm	318.5, 355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉压力容器と残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉压力容器より原子炉冷却材を残留熱除去系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 8.62MPa, 9.22MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPaとする。</p> <p>本配管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原子炉压力容器の使用圧力と同じ9.22MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 1.37MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管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のため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 302℃, 306℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。</p> <p>本配管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原子炉压力容器の使用温度と同じ306℃とする。</p>		

2.2 最高使用温度 182℃

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法のため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm, 355.6mm とする。

名 称		残留熱除去系 (A) 燃料プール冷却浄化系配管合流部 ～ 原子炉压力容器 (A) 系出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	355.6, 318.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系 (A) 燃料プール冷却浄化系配管合流部と原子炉压力容器 (A) 系出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉压力容器より原子炉冷却材を残留熱除去系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管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、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 355.6mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6mm とする。</p> <p>3.2 外径 318.5mm</p> <p>継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、300A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、318.5mm とする。</p>		

名 称		残留熱除去系ポンプ(A) ～ 残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系ポンプ(A)と残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として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等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水又は戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管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、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p>		

名 称		残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部 ～ 残留熱除去系熱交換器(A)
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5, 508.0
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部と残留熱除去系熱交換器(A)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として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原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水又は戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管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、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 318.5mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p> <p>3.2 外径 508.0mm</p> <p>継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、500Aの管台と接続するため、接続する管台の外径と同じとし、508.0mmとする。</p>		

名 称		残留熱除去系熱交換器(A) ～ サブプレッションプール水移送配管(A)分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	508.0, 318.5, 165.2
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系熱交換器(A)とサブプレッションプール水移送配管(A)分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として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等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水又は戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管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、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 508.0mm</p> <p>継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、500Aの管台と接続するため、接続する管台の外径と同じとし、508.0mmとする。</p> <p>3.2 外径 318.5mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p>		

3.3 外径 165.2mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、150A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、165.2mm とする。

名 称		サプレッションプール水移送配管(A)分岐部 ～ 熱交換器(A)出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションプール水移送配管(A)分岐部と熱交換器(A)出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水又は戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管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、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p>		

名 称		熱交換器(A) 出口配管合流部 ～ サプレッションプール注水配管(A) 分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5, 267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、熱交換器(A) 出口配管合流部とサプレッションプール注水配管(A) 分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水又は戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa とする。</p> <p>本配管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、3.43MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 318.5mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm とする。</p>		

3.2 外径 267.4mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、250Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、267.4mmとする。

名 称		サプレッションプール注水配管(A)分岐部 ～ 低圧炉心注水モード(A)分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションプール注水配管(A)分岐部と低圧炉心注水モード(A)分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器へ注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管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、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p>		

名 称		低圧炉心注水モード(A)分岐部 ~ 低圧代替注水配管残留熱除去系(A)合流部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5
【設 定 根 拠】 (概要) 本配管は、低圧炉心注水モード(A)分岐部と低圧代替注水配管残留熱除去系(A)合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサブレーションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器へ注水するために設置する。		
1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。 本配管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、3.43MPaとする。		
2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃とする。		
3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。		

名 称		低压代替注水配管残留熱除去系(A)合流部 ~ 高压代替注水系合流部
最高使用圧力	MPa	3.43, 8.62
最高使用温度	℃	182, 302
外 径	mm	114.3, 125.5, 318.5, 267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、低压代替注水配管残留熱除去系(A)合流部と高压代替注水系合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉压力容器へ注水するために設置する。</p> <p>また、復水移送ポンプにより復水等を原子炉压力容器へ注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 3.43MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管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、3.43MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 8.62MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPaとする。</p> <p>本配管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、8.62MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 182℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃とする。</p>		

2.2 最高使用温度 302℃

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度である 302℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、302℃とする。

3. 外径

3.1 外径 318.5mm, 267.4mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm, 267.4mm とする。

3.2 外径 125.5mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、125.5mm とする。

3.3 外径 114.3mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は、100A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、114.3mm とする。

名 称		高压代替注水系合流部 ～ 代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部
最高使用圧力	MPa	8.62
最高使用温度	℃	302
外 径	mm	165.2, 194.0, 267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、高压代替注水系合流部と代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器へ注水するために設置する。</p> <p>また、復水移送ポンプ及び高压代替注水系ポンプにより復水等を原子炉圧力容器へ注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>本配管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、8.62MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、302℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 267.4mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm とする。</p>		

3.2 外径 194.0mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、194.0mm とする。

3.3 外径 165.2mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は、150A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、165.2mm とする。

名 称		サプレッションプール注水配管(A)分岐部 ～ サプレッションチェンバ
最高使用圧力	MPa	3.43, 0.31, 0.62
最高使用温度	℃	182, 104, 166
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションプール注水配管(A)分岐部とサプレッションチェンバを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉格納容器内に戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 3.43MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ縮切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管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、3.43MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 0.31MPa, 0.62MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力(内圧)と同じ0.31MPaとする。</p> <p>本配管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原子炉格納容器の使用圧力(内圧)と同じ0.62MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 182℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃とする。</p>		

2.2 最高使用温度 104℃, 166℃

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ104℃とする。

本配管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）において残留熱除去系の使用時におけるサプレッションチェンバのプール水の温度が最大となる事故シーケンスグループ（全交流動力電源喪失）により ℃であり、それを上回る166℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mmとする。

名 称		残留熱除去系ストレーナ(B) ～ 原子炉压力容器(B)系出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	0.31, 0.62, 1.37
最高使用温度	℃	104, 166, 182
外 径	mm	457.2
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系ストレーナ(B)と原子炉压力容器(B)系出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として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へ供給するために設置する。</p> <p>また、サブプレッションチェンバのプール水を復水移送ポンプに供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 0.31MPa, 0.62MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ0.31MPaとする。</p> <p>本配管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原子炉格納容器の使用圧力（内圧）と同じ0.62MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 1.37MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管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原子炉格納容器の使用圧力（内圧）0.62MPaを上回る1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 104℃, 166℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ104℃とする。</p> <p>本配管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残留熱除去系ストレーナの使用温度と同じ166℃とする。</p>		

2.2 最高使用温度 182℃

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、457.2mm とする。

名 称		原子炉压力容器(B)系出口配管合流部 ～ 残留熱除去系ポンプ(B)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	457.2, 466.8, 355.6, 366.8
<p>【設 定 根 拠】 (概要) 本配管は、原子炉压力容器(B)系出口配管合流部と残留熱除去系ポンプ(B)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としてサブプレッションプール又は原子炉压力容器よりサブプレッションチェンバのプール水等を残留熱除去系ポンプへ供給するために設置する。 また、サブプレッションチェンバのプール水を復水移送ポンプに供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管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原子炉格納容器の使用圧力(内圧)0.62MPaを上回る1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃とする。</p> <p>3. 外径 3.1 外径 457.2mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、457.2mmとする。</p>		

3.2 外径 466.8mm

主管の管台取付部の外径。本主管部の管台取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、466.8mm とする。

3.3 外径 355.6mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は、350A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、355.6mm とする。

3.4 外径 366.8mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、366.8mm とする。

名 称		原子炉压力容器 ～ 残留熱除去系 (B) 原子炉冷却材浄化系配管分岐部
最高使用圧力	MPa	8.62, 9.22
最高使用温度	℃	302, 306
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉压力容器と残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉压力容器より原子炉冷却材を残留熱除去系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPaとする。</p> <p>本配管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原子炉压力容器の使用圧力と同じ9.22MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。</p> <p>本配管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原子炉压力容器の使用温度と同じ306℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6mmとする。</p>		

名 称		残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系配管分岐部 ～ 残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部
最高使用圧力	MPa	8.62, 9.22, 1.37
最高使用温度	℃	302, 306, 182
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系配管分岐部と残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器より原子炉冷却材を残留熱除去系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 8.62MPa, 9.22MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPaとする。</p> <p>本配管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原子炉圧力容器の使用圧力と同じ9.22MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 1.37MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系から圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管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、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 302℃, 306℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。</p> <p>本配管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原子炉圧力容器の使用温度と同じ306℃とする。</p>		

2.2 最高使用温度 182℃

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6mm とする。

名 称		残留熱除去系 (B) 燃料プール冷却浄化系配管合流部 ～ 原子炉压力容器 (B) 系出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	355.6, 318.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系 (B) 燃料プール冷却浄化系配管合流部と原子炉压力容器 (B) 系出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉压力容器より原子炉冷却材を残留熱除去系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系から圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管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、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 355.6mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6mm とする。</p> <p>3.2 外径 318.5mm</p> <p>継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、300A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、318.5mm とする。</p>		

名 称		残留熱除去系ポンプ(B) ～ 残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系ポンプ(B)と残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。</p> <p>また、復水移送ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内へ注水又はスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管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、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p>		

名 称		残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部 ～ 残留熱除去系熱交換器(B)
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5, 508.0
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部と残留熱除去系熱交換器(B)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として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等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。</p> <p>また、復水移送ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内へ注水又はスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管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、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管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プールの使用温度166℃を上回る182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 318.5mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p>		

3.2 外径 508.0mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、500Aの管台と接続するため、接続する管台の外径と同じとし、508.0mmとする。

名 称		残留熱除去系熱交換器(B) ～ サブプレッションプール水移送配管(B)分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	508.0, 318.5, 165.2
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系熱交換器(B)とサブプレッションプール水移送配管(B)分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として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等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。</p> <p>また、復水移送ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内へ注水又はスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管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、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 318.5mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p>		

3.2 外径 508.0mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、500Aの管台と接続するため、接続する管台の外径と同じとし、508.0mmとする。

3.3 外径 165.2mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、150Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、165.2mmとする。

名 称		サプレッションプール水移送配管(B)分岐部 ～ 熱交換器(B)出口配管合流部	
最高使用圧力	MPa	3.43	
最高使用温度	℃	182	
外 径	mm	318.5	
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションプール水移送配管(B)分岐部と熱交換器(B)出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管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、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p>			

名 称		熱交換器(B) 出口配管合流部 ～ サプレッションプール注水配管(B) 分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5, 267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、熱交換器(B) 出口配管合流部とサプレッションプール注水配管(B) 分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa とする。</p> <p>本配管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、3.43MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 318.5mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm とする。</p> <p>3.2 外径 267.4mm</p> <p>継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、250A の管と接続する</p>		

ため、接続する管の外径と同じとし、267.4mm とする。

名 称		サプレッションプール注水配管(B)分岐部 ～ サプレッションチェンバースプレイモード(B)分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションプール注水配管(B)分岐部とサプレッションチェンバースプレイモード(B)分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管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、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p>		

名 称		サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5, 125.5, 114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主配管「サプレッションプール注水配管(B)分岐部～サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部」と主配管「サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部～ドライウェルプレイモード(B)分岐部」と主配管「サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部～サプレッションチェンバ」を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。</p> <p>また、復水移送ポンプにより復水等を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管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、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 318.5mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p>		

3.2 外径 125.5mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、125.5mm とする。

3.3 外径 114.3mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は、100A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、114.3mm とする。

名 称		サプレッションチェンバースプレイモード(B)分岐部 ～ ドライウェルスプレイモード(B)分岐部	
最高使用圧力	MPa	3.43	
最高使用温度	℃	182	
外 径	mm	318.5	
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションチェンバースプレイモード(B)分岐部とドライウェルスプレイモード(B)分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。</p> <p>また、復水移送ポンプにより復水等を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa とする。</p> <p>本配管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、3.43MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm とする。</p>			

名 称		ドライウェルスプレイモード(B)分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5, 267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主配管「サプレッションチェンバースプレイモード(B)分岐部～ドライウェルスプレイモード(B)分岐部」と主配管「ドライウェルスプレイモード(B)分岐部～低圧炉心注水モード(B)分岐部」と主配管「ドライウェルスプレイモード(B)分岐部～原子炉格納容器スプレイ管(ドライウェル側)」を接続する継手であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。</p> <p>また、復水移送ポンプにより復水等を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管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、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、300A、250Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、318.5mm、267.4mmとする。</p>		

名 称		ドライウェルスプレイモード(B)分岐部 ～ 低圧炉心注水モード(B)分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、ドライウェルスプレイモード(B)分岐部と低圧炉心注水モード(B)分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサブレーションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器へ注水又は戻すために設置する。</p> <p>また、復水移送ポンプにより復水等を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa とする。</p> <p>本配管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、3.43MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm とする。</p>		

名 称		低压炉心注水モード(B)分岐部 ~ 低压代替注水配管残留熱除去系(B)合流部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5, 267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、低压炉心注水モード(B)分岐部と低压代替注水配管残留熱除去系(B)合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサブレーションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器へ注水又は戻すために設置する。</p> <p>また、復水移送ポンプにより復水等を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管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、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm, 267.4mmとする。</p>		

名 称		低压代替注水配管残留熱除去系(B)合流部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	267.4, 165.2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、主配管「低压炉心注水モード(B)分岐部～低压代替注水配管残留熱除去系(B)合流部」と主配管「低压代替注水配管残留熱除去系(B)合流部～原子炉压力容器」を接続する継手であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉压力容器へ注水又は戻すために設置する。</p> <p>また、復水移送ポンプにより復水等を原子炉压力容器又は原子炉格納容器内へ注水又はスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管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、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、250A, 150Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、267.4mm, 165.2mmとする。</p>		

名 称		低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部 ～ 原子炉压力容器
最高使用圧力	MPa	3.43, 8.62, 9.22
最高使用温度	℃	182, 302, 306
外 径	mm	267.4, 216.3
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部と原子炉压力容器を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉压力容器へ注水又は戻すために設置する。</p> <p>また、復水移送ポンプにより復水等を原子炉压力容器へ注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 3.43MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管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、3.43MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 8.62MPa, 9.22MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPaとする。</p> <p>本配管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原子炉压力容器の圧力と同じ9.22MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 182℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管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、182℃とする。</p>		

2.2 最高使用温度 302℃, 306℃

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。

本配管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原子炉压力容器の使用温度と同じ306℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm, 216.3mmとする。

名 称		サブプレッションプール水移送配管(B)分岐部 ～ 代替循環冷却配管残留熱除去系(B)分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	165.2
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サブプレッションプール水移送配管(B)分岐部と代替循環冷却配管残留熱除去系(B)分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として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圧力抑制室プール水排水系へ移送するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、サブプレッションプール水を復水移送ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管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原子炉格納容器の使用圧力(内圧)0.62MPaを上回る3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管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プールの使用温度166℃を上回る182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する代替循環冷却系運転時の復水移送ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する復水移送ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の残留熱除去系ポンプによる排水運転時の容量以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mmとする。</p>		

名 称		サプレッションプール注水配管(B)分岐部 ～ サプレッションチェンバ
最高使用圧力	MPa	3.43, 0.31, 0.62
最高使用温度	℃	182, 104, 166
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションプール注水配管(B)分岐部とサプレッションチェンバを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉格納容器内に戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 3.43MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管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、3.43MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 0.31MPa, 0.62MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力(内圧)と同じ0.31MPaとする。</p> <p>本配管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原子炉格納容器の最高使用圧力(内圧)と同じ0.62MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 182℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃とする。</p>		

2.2 最高使用温度 104℃, 166℃

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ 104℃とする。

本配管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）において残留熱除去系の使用時におけるサブプレッションチェンバのプール水の温度が最大となる事故シーケンスグループ（全交流動力電源喪失）により ℃であり、それを上回る 166℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm とする。

名 称		サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部 ～ 原子炉格納容器スプレイ管 (サプレッションチェンバ側)
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182, 104, 200
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部と原子炉格納容器スプレイ管 (サプレッションチェンバ側) を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。</p> <p>また、復水移送ポンプにより復水等を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ縮切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa とする。</p> <p>本配管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、3.43MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 182℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃ とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 104℃, 200℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器 (サプレッションチェンバ) の最高使用温度と同じ 104℃ とする。</p> <p>本配管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原子炉格納容器 (サプレッションチェンバ) の使用温度と同じ 200℃ とする。</p>		

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプによるサプレッションチェンバスプレイ容量を基に設定しており、重大事故等時において使用するサプレッションチェンバスプレイ容量が設計基準対象施設として使用する場合と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3mm とする。

名 称		ドライウェルスプレイモード(B)分岐部 ～ 原子炉格納容器スプレイ管（ドライウェル側）
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182, 171, 200
外 径	mm	267.4, 216.3
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、ドライウェルスプレイモード(B)分岐部と原子炉格納容器スプレイ管（ドライウェル側）を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。</p> <p>また、復水移送ポンプにより復水等を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管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、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 182℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 171℃, 200℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウェル）の最高使用温度と同じ171℃とする。</p> <p>本配管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原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）の使用温度と同じ200℃とする。</p>		

3. 外径

3.1 外径 267.4mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプによるドライウェルスプレイ容量を基に設定しており、重大事故等時において使用するドライウェルスプレイ容量が設計基準対象施設として使用する場合の残留熱除去系ポンプによるドライウェルスプレイ容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm とする。

3.2 外径 216.3mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、200A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、216.3mm とする。

名 称		残留熱除去系ストレーナ(C) ～ 原子炉压力容器(C)系出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	0.31, 0.62, 1.37
最高使用温度	℃	104, 166, 182
外 径	mm	457.2
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系ストレーナ(C)と原子炉压力容器(C)系出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として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へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 0.31MPa, 0.62MPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ0.31MPaとする。</p> <p>本配管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原子炉格納容器の使用圧力（内圧）と同じ0.62MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 1.37MPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管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、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 104℃, 166℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ104℃とする。</p> <p>本配管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残留熱除去系ストレーナの使用温度と同じ166℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 182℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p>		

本配管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、182℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、457.2mmとする。

名 称		原子炉压力容器(C)系出口配管合流部 ～ 残留熱除去系ポンプ(C)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	457.2, 466.8, 355.6, 366.8
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉压力容器(C)系出口配管合流部と残留熱除去系ポンプ(C)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としてサプレッションプール又は原子炉压力容器よりサプレッションチェンバのプール水等を残留熱除去系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管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、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 457.2mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、457.2mmとする。</p> <p>3.2 外径 466.8mm</p> <p>主管の管台取付部の外径。本主管部の管台取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、466.8mmとする。</p>		

3.3 外径 355.6mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は、350Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、355.6mmとする。

3.4 外径 366.8mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、366.8mmとする。

名 称		原子炉压力容器 ～ 残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部
最高使用圧力	MPa	8.62, 9.22, 1.37
最高使用温度	℃	302, 306, 182
外 径	mm	318.5, 355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉压力容器と残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉压力容器より原子炉冷却材を残留熱除去系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 8.62MPa, 9.22MPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPaとする。</p> <p>本配管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原子炉压力容器の使用圧力と同じ9.22MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 1.37MPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管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、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 302℃, 306℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。</p> <p>本配管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原子炉压力容器の使用温度と同じ306℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 182℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p>		

本配管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、182℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm、355.6mmとする。

名 称		残留熱除去系 (C) 燃料プール冷却浄化系配管合流部 ~ 原子炉压力容器 (C) 系出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	355.6, 318.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系 (C) 燃料プール冷却浄化系配管合流部と原子炉压力容器 (C) 系出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉压力容器より原子炉冷却材を残留熱除去系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管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、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 355.6mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6mm とする。</p> <p>3.2 外径 318.5mm</p> <p>継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、300A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、318.5mm とする。</p>		

名 称		残留熱除去系ポンプ(C) ～ 残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系ポンプ(C)と残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管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、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p>		

名 称		残留熱除去系ポンプ(C) 出口分岐部 ～ 残留熱除去系熱交換器(C)
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5, 508.0
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系ポンプ(C) 出口分岐部と残留熱除去系熱交換器(C)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として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等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa とする。</p> <p>本配管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、3.43MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 318.5mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm とする。</p> <p>3.2 外径 508.0mm</p> <p>継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、500A の管台と接続するため、接続する管台の外径と同じとし、508.0mm とする。</p>		

名 称		残留熱除去系熱交換器(C) ～ サブプレッションプール水移送配管(C)分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	508.0, 318.5, 165.2
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系熱交換器(C)とサブプレッションプール水移送配管(C)分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として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等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管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、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 508.0mm</p> <p>継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、500Aの管台と接続するため、接続する管台の外径と同じとし、508.0mmとする。</p> <p>3.2 外径 318.5mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p>		

3.3 外径 165.2mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、150Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、165.2mmとする。

名 称		サブプレッションプール水移送配管(C)分岐部 ～ 熱交換器(C)出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サブプレッションプール水移送配管(C)分岐部と熱交換器(C)出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として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等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレーするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管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、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p>		

名 称		熱交換器(C) 出口配管合流部 ～ サプレッションプール注水配管(C)分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5, 267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、熱交換器(C) 出口配管合流部とサプレッションプール注水配管(C)分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa とする。</p> <p>本配管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、3.43MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 318.5mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm とする。</p>		

3.2 外径 267.4mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、250Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、267.4mmとする。

名 称		サプレッションプール注水配管(C)分岐部 ～ サプレッションチェンバスプレイモード(C)分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5, 125.5, 114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションプール注水配管(C)分岐部とサプレッションチェンバスプレイモード(C)分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管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、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 318.5mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p> <p>3.2 外径 125.5mm</p> <p>管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、125.5mmとする。</p>		

3.3 外径 114.3mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は、100Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、114.3mmとする。

名 称		サプレッションチェンバスプレイモード(C)分岐部 ～ ドライウェルスプレイモード(C)分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5, 267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションチェンバスプレイモード(C)分岐部とドライウェルスプレイモード(C)分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管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、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 318.5mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p> <p>3.2 外径 267.4mm</p> <p>継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、250Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、267.4mmとする。</p>		

名 称		ドライウェルスプレイモード(C)分岐部 ～ 低圧注水モード(C)分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、ドライウェルスプレイモード(C)分岐部と低圧注水モード(C)分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器へ注水又は戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管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、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p>		

名 称		低圧注水モード(C)分岐部 ～ 原子炉压力容器
最高使用圧力	MPa	3.43, 8.62, 9.22
最高使用温度	℃	182, 302, 306
外 径	mm	318.5, 267.4, 216.3
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、低圧注水モード(C)分岐部と原子炉压力容器を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉压力容器へ注水又は戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 3.43MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管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、3.43MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 8.62MPa, 9.22MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPaとする。</p> <p>本配管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原子炉压力容器の使用圧力と同じ9.22MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 182℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃とする。</p>		

2.2 最高使用温度 302℃, 306℃

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。

本配管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原子炉压力容器の使用温度と同じ306℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm, 267.4mm, 216.3mmとする。

名 称		サプレッションプール注水配管(C)分岐部 ～ サプレッションチェンバ
最高使用圧力	MPa	3.43, 0.31, 0.62
最高使用温度	℃	182, 104, 166
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションプール注水配管(C)分岐部とサプレッションチェンバを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉格納容器内に戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 3.43MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管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、3.43MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 0.31MPa, 0.62MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力(内圧)と同じ0.31MPaとする。</p> <p>本配管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原子炉格納容器の最高使用圧力(内圧)と同じ0.62MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 182℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃とする。</p>		

2.2 最高使用温度 104℃, 166℃

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ 104℃とする。

本配管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）において残留熱除去系の使用時におけるサブプレッションチェンバのプール水の温度が最大となる事故シーケンスグループ（全交流動力電源喪失）により ℃であり、それを上回る 166℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm とする。

名 称		サプレッションチェンバスプレイモード(C)分岐部 ～ 原子炉格納容器スプレイ管 (サプレッションチェンバ側)
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182, 104, 200
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションチェンバスプレイモード(C)分岐部と原子炉格納容器スプレイ管(サプレッションチェンバ側)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管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、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 182℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 104℃, 200℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器(サプレッションチェンバ)の最高使用温度と同じ104℃とする。</p> <p>本配管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原子炉格納容器(サプレッションチェンバ)の使用温度と同じ200℃とする。</p>		

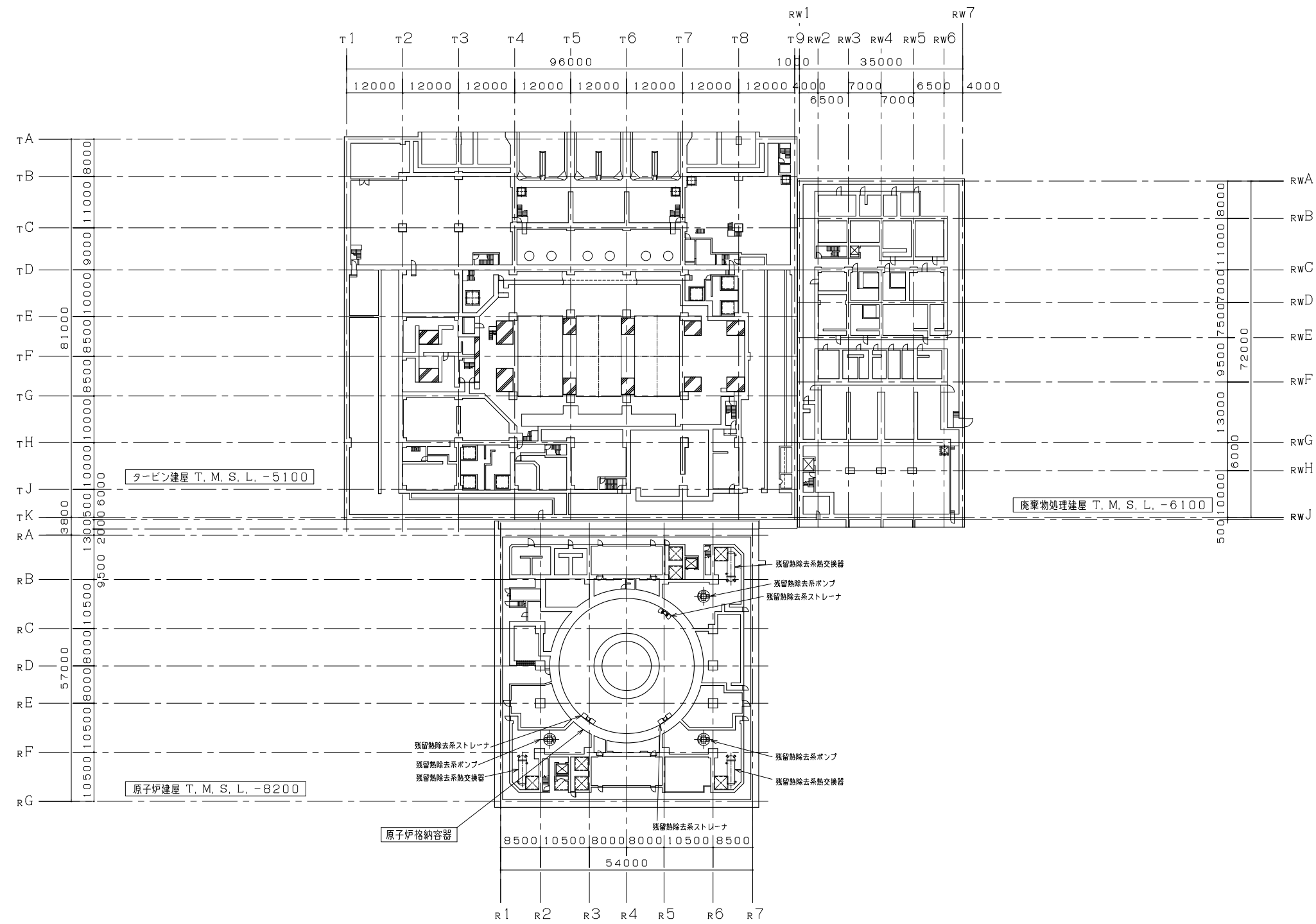
3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプによるサプレッションチェンバस्पレイ容量を基に設定しており、重大事故等時において使用するサプレッションチェンバस्पレイ容量が設計基準対象施設として使用する場合の残留熱除去系ポンプによるサプレッションチェンバस्पレイ容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3mm とする。

名 称		ドライウェルスプレイモード(C)分岐部 ～ 原子炉格納容器スプレイ管（ドライウェル側）
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182, 171, 200
外 径	mm	267.4, 216.3
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、ドライウェルスプレイモード(C)分岐部と原子炉格納容器スプレイ管（ドライウェル側）を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管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、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 182℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、182℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 171℃, 200℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウェル）の最高使用温度と同じ171℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、原子炉格納容器（ドライウェル）の重大事故等時における使用温度と同じ200℃とする。</p>		

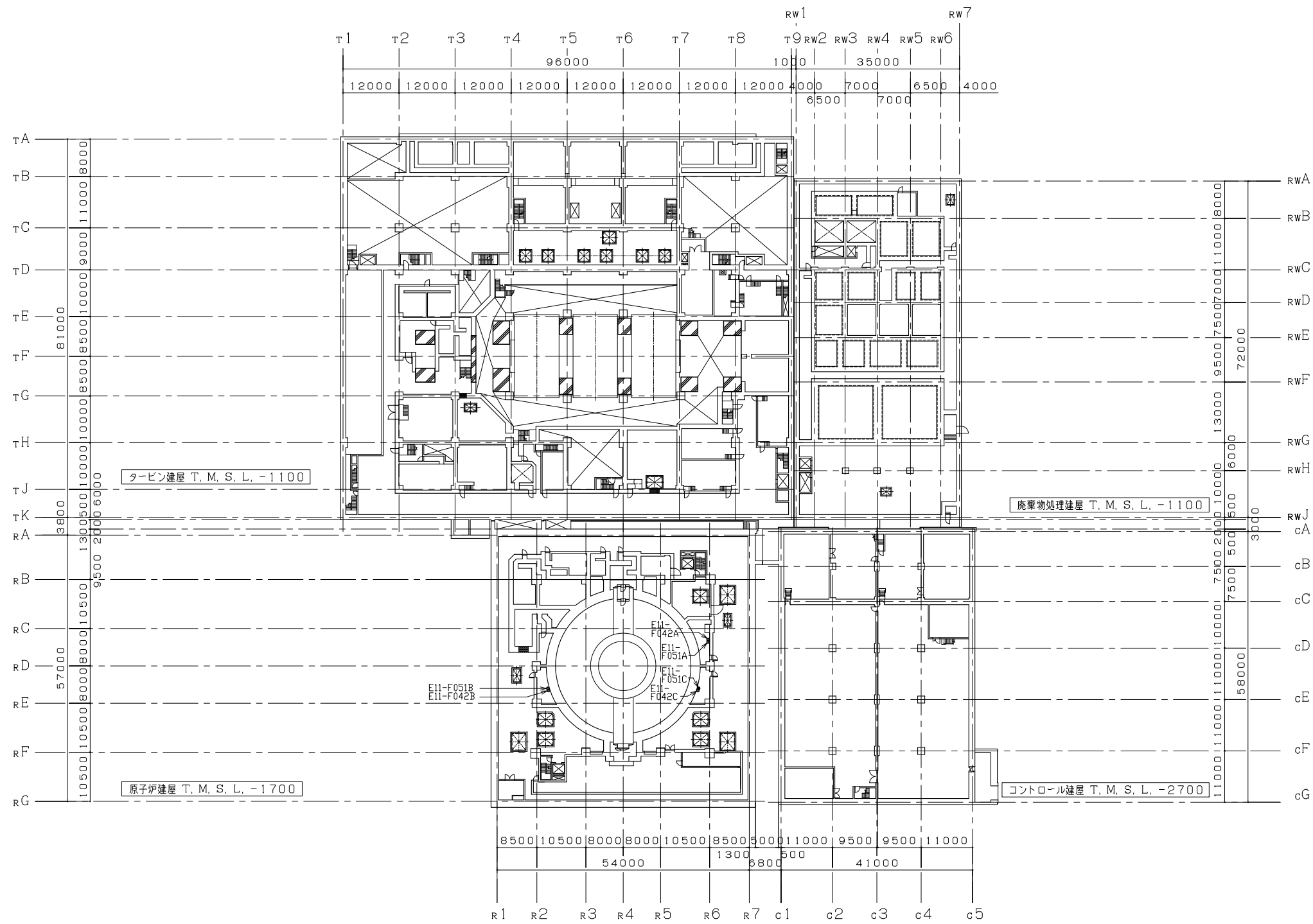
3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプによるドライウェルスプレイ容量を基に設定しており、重大事故等時において使用するドライウェルスプレイ容量が設計基準対象施設として使用する場合の残留熱除去系ポンプによるドライウェルスプレイ容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm, 216.3mm とする。



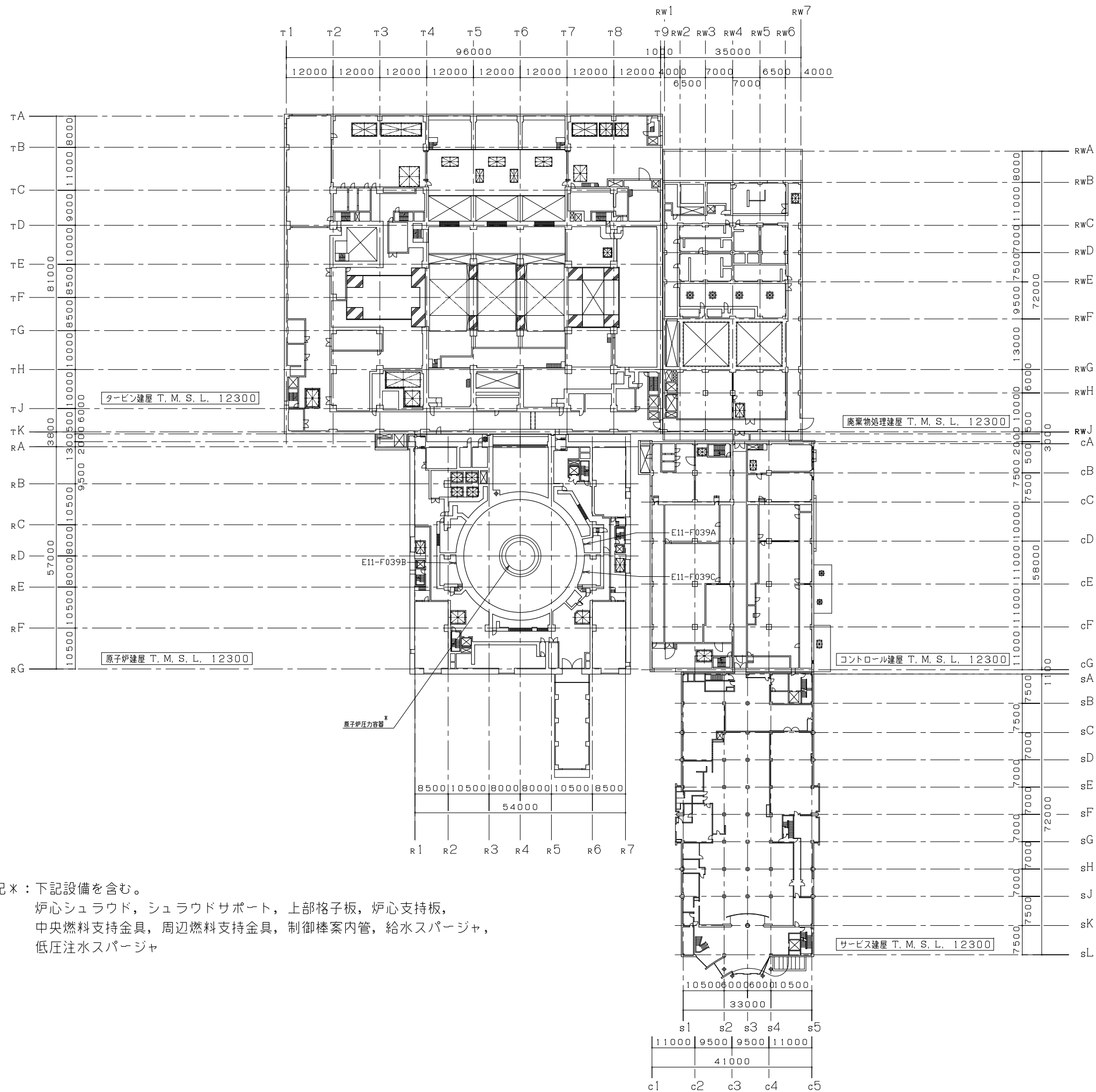
注：寸法はmmを示す。

工事計画認可申請		第4-2-1-1-1図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機		
名称	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)に係る機器の配置を明示 した図面(その1)	
東京電力ホールディングス株式会社		



注：寸法はmmを示す。

工事計画認可申請		第4-2-1-1-2図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機		
名称	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)に係る機器の配置を明示 した図面(その2)	
東京電力ホールディングス株式会社		

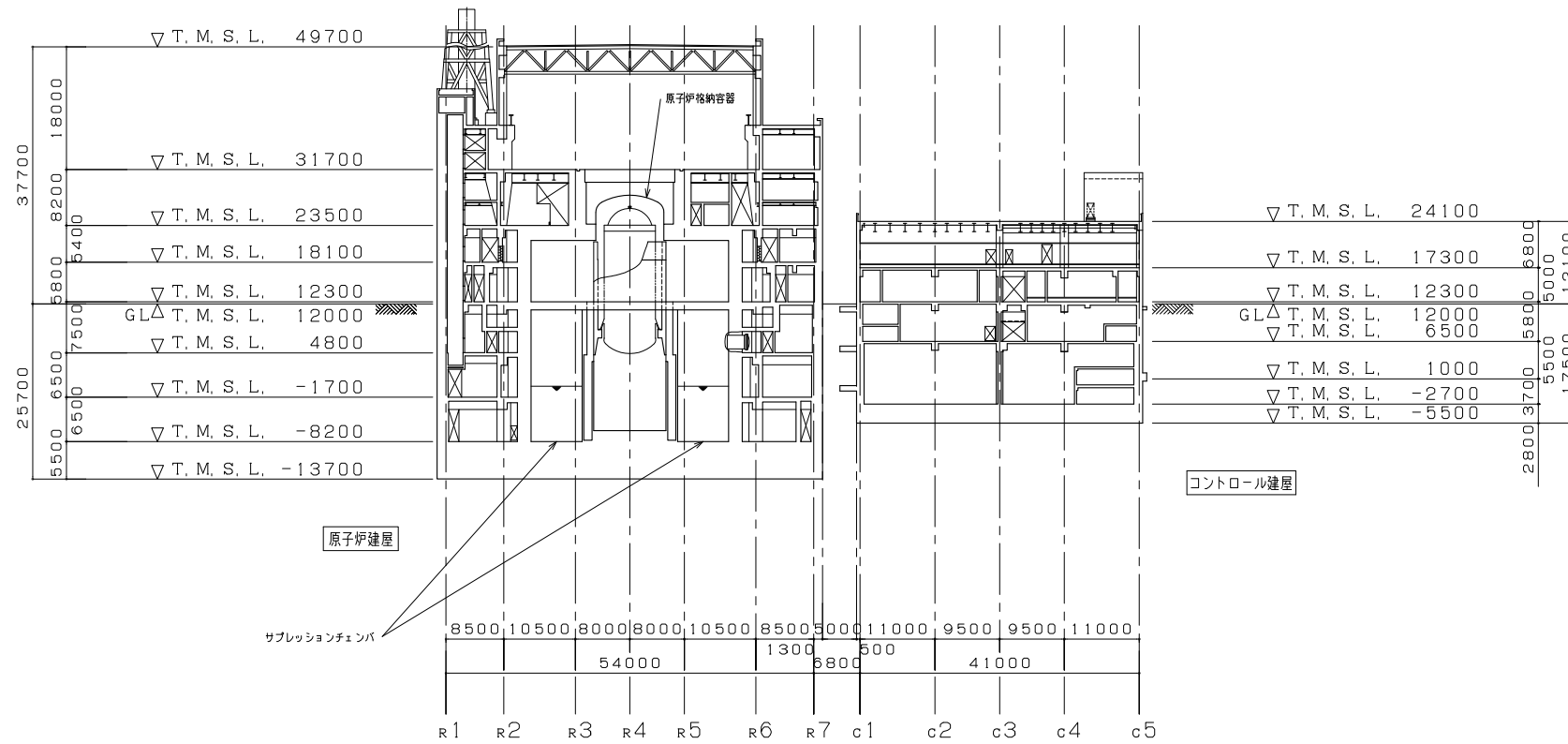


注記＊：下記設備を含む。

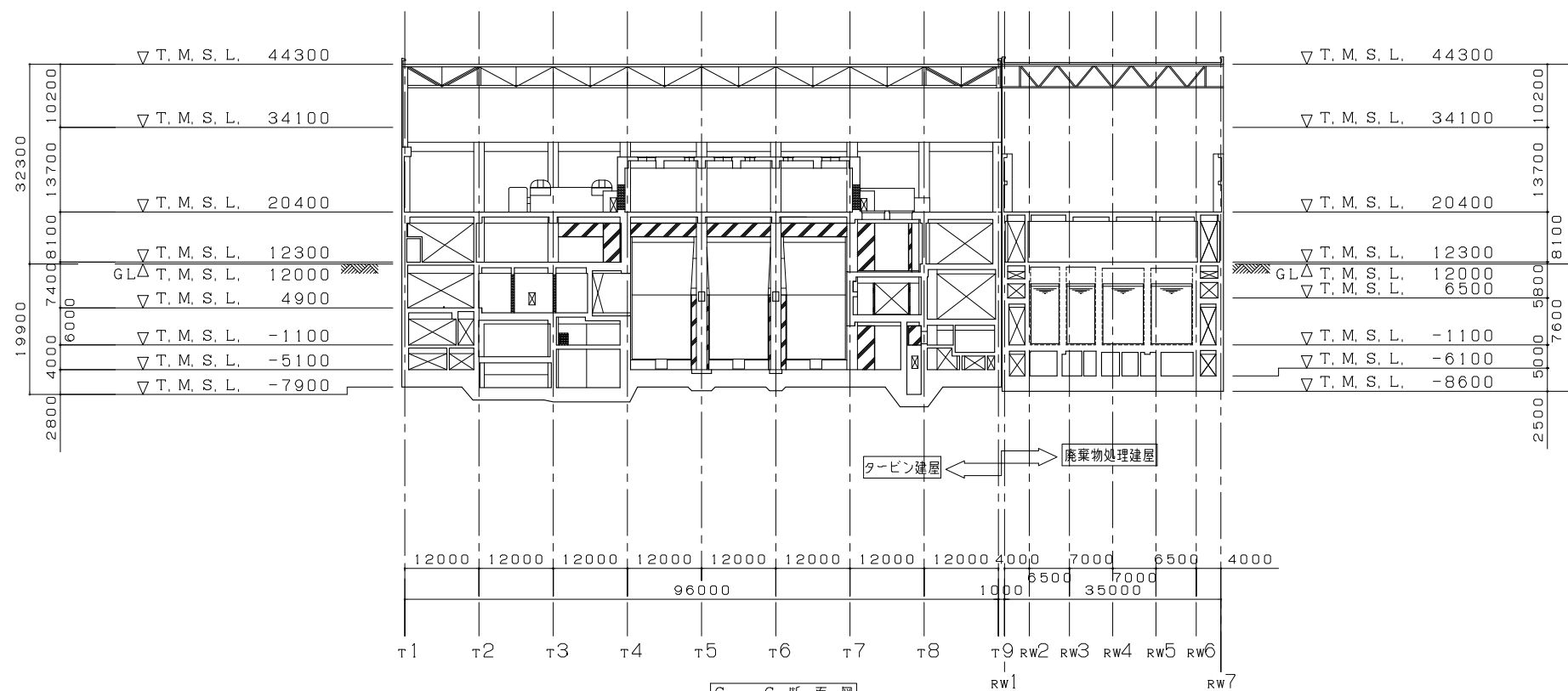
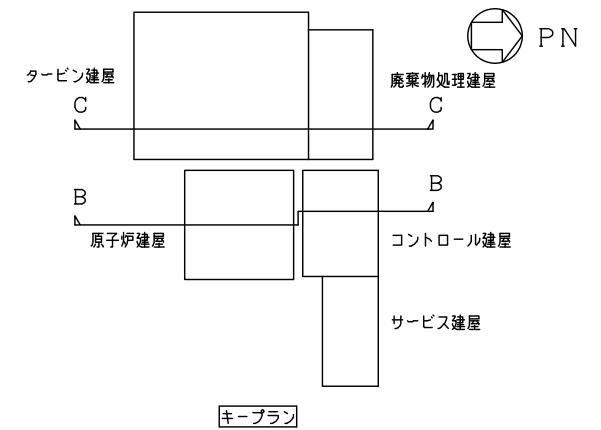
炉心シュラウド，シュラウドサポート，上部格子板，炉心支持板，
中央燃料支持金具，周辺燃料支持金具，制御棒案内管，給水スパージャ，
低圧注水スパージャ

注：寸法はmmを示す。

工事計画認可申請		第4-2-1-1-3図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機		
名称	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）に係る機器の配置を明示した図面（その3）	
東京電力ホールディングス株式会社		



B - B 断面図

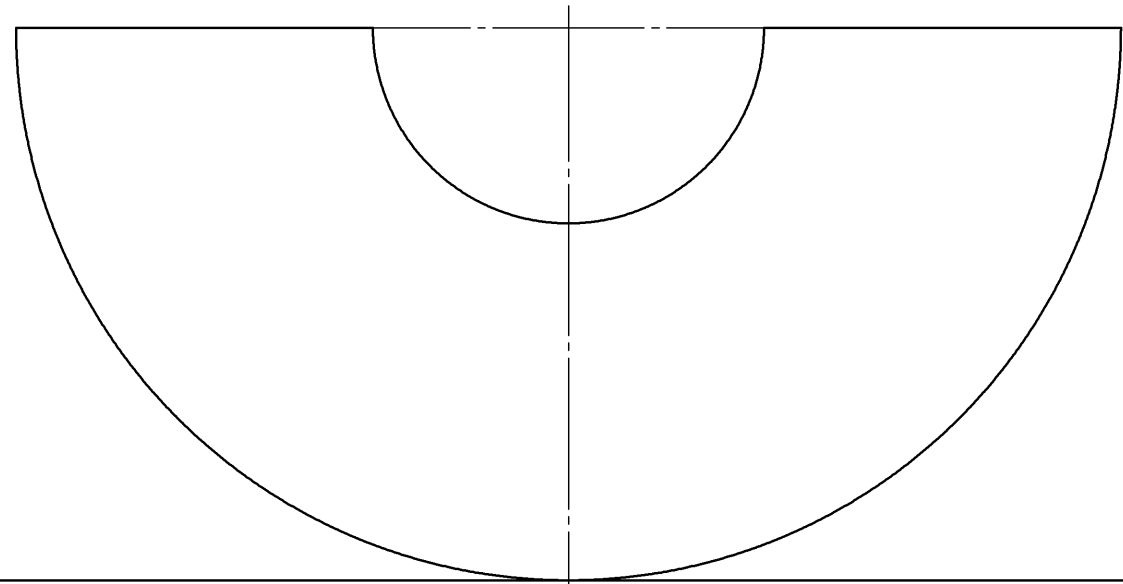
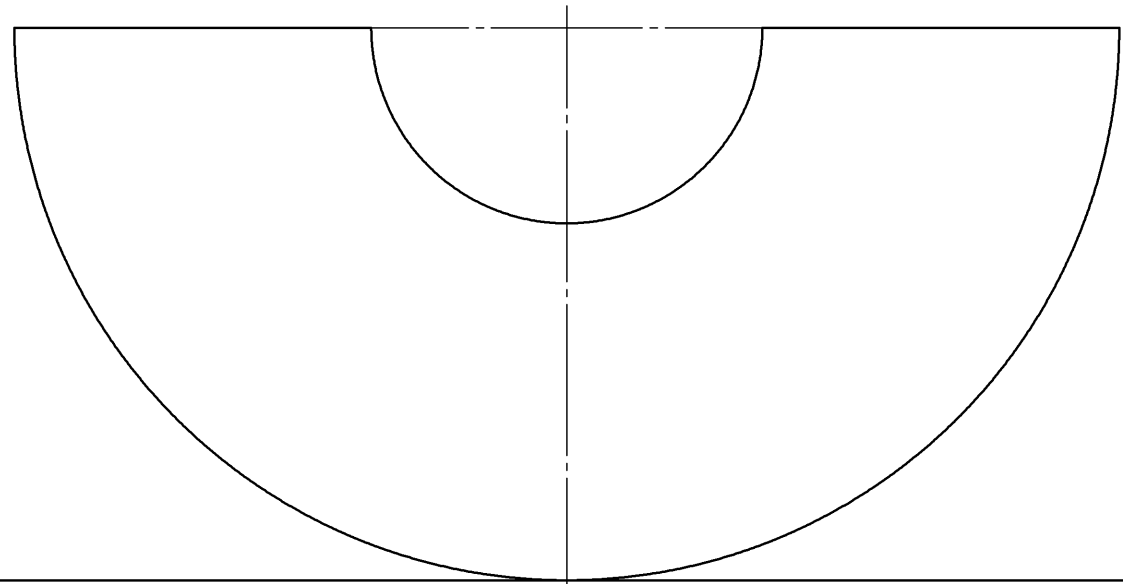
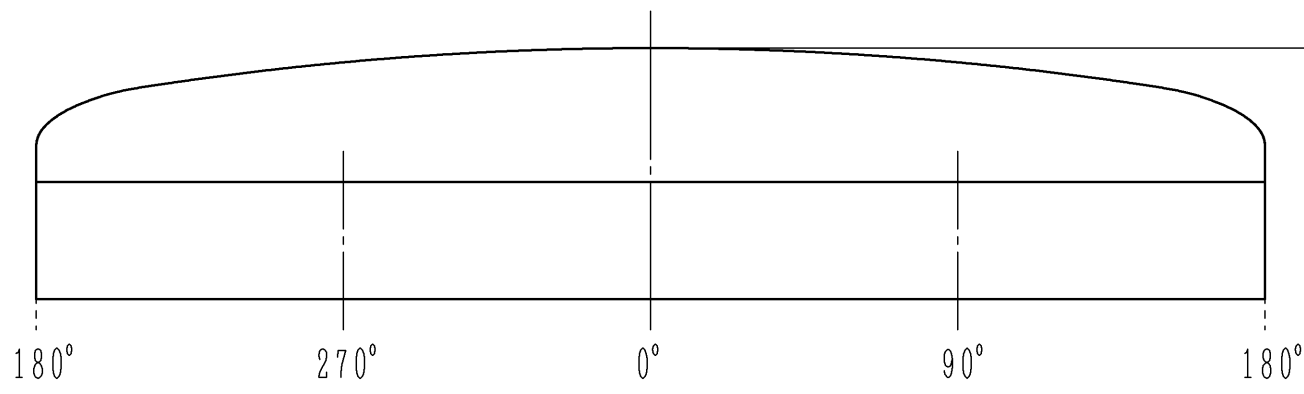


C - C 断面図

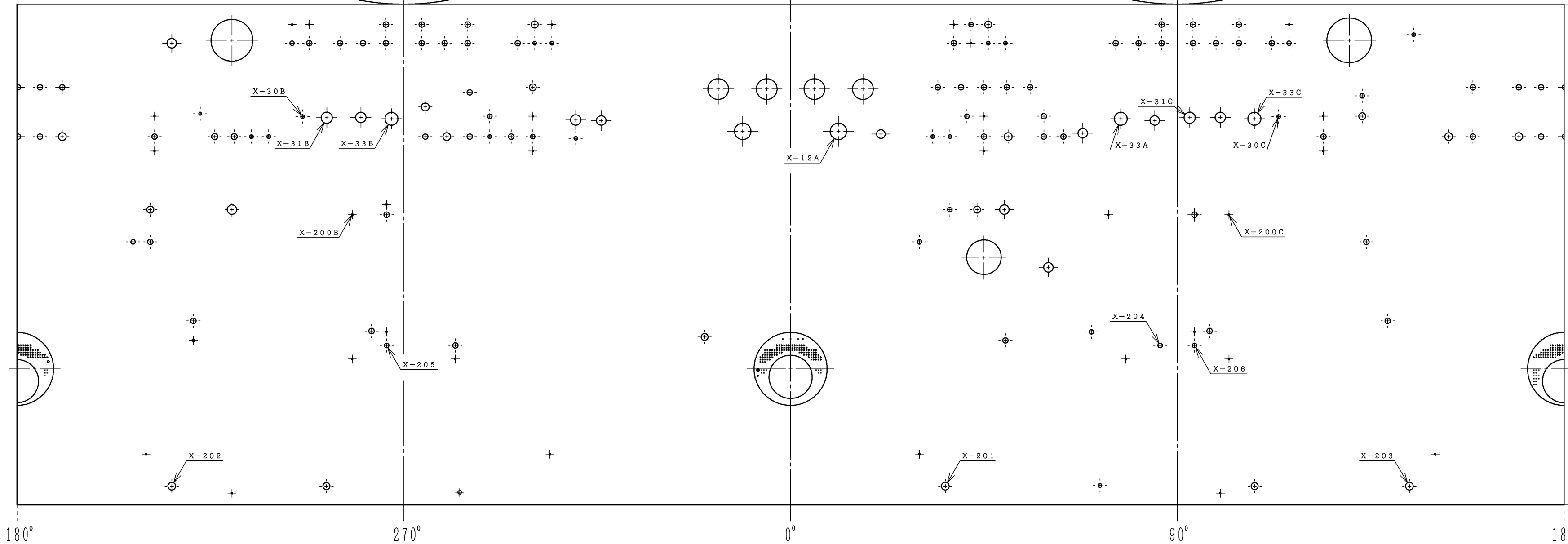
注：寸法はmmを示す。

工事計画認可申請	第4-2-1-1-4図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	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）に係る機器の配置を明示した図面（その4）
東京電力ホールディングス株式会社	

T. M. S. L. 27940



T. M. S. L. 21300



T. M. S. L. -8200

原子炉格納容器 内側展開図

注：寸法はmmを示す。

工事計画認可申請	第4-2-1-1-5図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	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）に係る機器の配置を明示した図面（その5）
東京電力ホールディングス株式会社	

工事計画認可申請	第4-2-1-2-1図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	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）に係る 主配管の配置を明示した図面（その1）
東京電力ホールディングス株式会社	
RHR	K7RHR-R101
	8X29

工事計画認可申請	第4-2-1-2-2図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	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）に係る 主配管の配置を明示した図面（その2）
東京電力ホールディングス株式会社	
RHR	K7RHR-R102
	8X29

工事計画認可申請	第4-2-1-2-3図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	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）に係る 主配管の配置を明示した図面（その3）
東京電力ホールディングス株式会社	
RHR	K7RHR-R103 8X29

工事計画認可申請 第4-2-1-2-4図

柏崎刈羽原子力発電所第7号機

名 称 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）に係る
主配管の配置を明示した図面（その4）

東京電力ホールディングス株式会社

RHR K7RHR-R104 8X29

工事計画認可申請 第4-2-1-2-5図

柏崎刈羽原子力発電所第7号機

名称 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）に係る
主配管の配置を明示した図面（その5）

東京電力ホールディングス株式会社

RHR K7RHR-R105 8X29

工事計画認可申請	第4-2-1-2-6図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	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）に係る 主配管の配置を明示した図面（その6）
東京電力ホールディングス株式会社	
RHR	K7RHR-R106 8X29

工事計画認可申請	第4-2-1-2-7図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	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）に係る 主配管の配置を明示した図面（その7）
東京電力ホールディングス株式会社	
RHR	K7RHR-R107
	8X29

工事計画認可申請	第4-2-1-2-8図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	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）に係る 主配管の配置を明示した図面（その8）
東京電力ホールディングス株式会社	
RHR	K7RHR-R108
	8X29

第 4-2-1-2-1~8 図 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）に係る主配管の配置を明示した図面 別紙 1
 工事計画抜粋

変 更 前						変 更 後						NO. *53
名 称	最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称	最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	
残 留 熱 除 去 系	残留熱除去系ストレーナ(A) ～ 原子炉压力容器(A)系出口配管合流部	0.31*2	104	457.2*3 /457.2		 *4	残留熱除去系ストレーナ(A) ～ 原子炉压力容器(A)系出口配管合流部	変更なし 0.62*6	変更なし 166*6	変更なし		1
				457.2*3		SM400C*8						2
				457.2*3		SM400C*8						3
	原子炉压力容器(A)系出口配管合流部 ～ 残留熱除去系ポンプ(A)	1.37*2	182	457.2*3		*7(9.5*3)	SM400C*8	原子炉压力容器(A)系出口配管合流部 ～ 残留熱除去系ポンプ(A)	変更なし	変更なし		4
				466.8*3		*7(14.3*3)	SM400C*8					5
				355.6*3		*7(11.1*3)	SM400C*8					6
				366.8*3		*7(16.7*3)	SM400C*8					7
				457.2*3,*10		9.5*3,*10	STPT410*10,*11					8
	原子炉压力容器 ～ 残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化 系配管合流部	8.62*2	302	318.5*3	21.4*3	STS410*13	変更なし	変更なし 9.22*6	変更なし 306*6	変更なし		9
				318.5*3,*10	25.4*3,*10	STS410*10,*13						10
				355.6*3	27.8*3	STS410*13						11
				355.6*3	23.8*3	STS410*13						12
		1.37*2	182	355.6*3	11.1*3	STPT410*11	変更なし		変更なし		13	
				355.6*3,*10	11.1*3,*10	STPT410*10,*11					14	
	残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化 系配管合流部 ～ 原子炉压力容器(A)系出口配管合流部	1.37*2	182	355.6*3	11.1*3	STPT410*11	変更なし	変更なし	変更なし		15	
355.6*3 /318.5*14				11.1*3 /10.3*14	STPT410*11	16						
E11-F016A ～ 残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化 系配管合流部	1.37*2	182	318.5*3	10.3*3	STPT410	変更なし		変更なし		—		
残留熱除去系ポンプ(A) ～ 残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部	3.43*2	182	318.5*3	14.3*3	STPT410*11					残留熱除去系ポンプ(A) ～ 残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部	変更なし	変更なし
残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部			318.5*3,*10	17.4*3,*10	STS410*10,*13	18						
			318.5*3 /318.5*14 /318.5	17.4*3 /17.4*14 /17.4	STS410*13	19						
残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部 ～ 残留熱除去系熱交換器(A)	3.43*2	182	318.5*3	14.3*3	STPT410*11	残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部 ～ 残留熱除去系熱交換器(A)	変更なし	変更なし		20		
			318.5*3,*10	17.4*3,*10	STS410*10,*13					21		
			508.0*3 /318.5	26.2*3 /17.4	STS410*13					22		

K7 ① 4-2-1-2-1~8 R0

変更前						変更後						NO. *53	
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料		
残留熱除去系	*17 残留熱除去系熱交換器(A) ～ サブプレッションプール水移送配管(A) 分岐部	3.43*2	182	508.0*3 /318.5	26.2*3 /17.4	STS410*13	*5 残留熱除去系熱交換器(A) ～ サブプレッションプール水移送配管 (A)分岐部	3.43*2	182	114.3*3,*20 125.5*3,*20	(6.0*3)*20 (11.6*3)*20	SFVC2B*20 SFVC2B*20	23
				318.5*3	14.3*3	STPT410*11							24
				318.5*3,*10	17.4*3,*10	STS410*10,*13							25
				318.5*3 /318.5 /165.2*14	17.4*3 /17.4 /11.0*14	STS410*13							26
	*17 サブプレッションプール水移送配管(A) 分岐部 ～ 熱交換器(A)出口配管合流部	3.43*2	182	318.5*3	14.3*3	STPT410*11	*5 サブプレッションプール水移送配管 (A)分岐部 ～ 熱交換器(A)出口配管合流部	3.43*2	182	114.3*3,*20 125.5*3,*20	(6.0*3)*20 (11.6*3)*20	SFVC2B*20 SFVC2B*20	27
				318.5*3,*10	17.4*3,*10	STS410*10,*13							28
	*17 熱交換器(A)出口配管合流部 ～ サブプレッションプール注水配管(A) 分岐部	3.43*2	182	318.5*3 /318.5 /318.5*14	17.4*3 /17.4 /17.4*14	STS410*13	*5 熱交換器(A)出口配管合流部 ～ サブプレッションプール注水配管 (A)分岐部	3.43*2	182	114.3*3,*20 125.5*3,*20	(6.0*3)*20 (11.6*3)*20	SFVC2B*20 SFVC2B*20	29
				318.5*3	14.3*3	STPT410*11							30
				318.5*3 /318.5 /267.4	17.4*3 /17.4 /15.1	STS410*13							31
	*17 サブプレッションプール注水配管(A) 分岐部 ～ 低圧炉心注水モード(A)分岐部	3.43*2	182	318.5*3	14.3*3	STPT410*11	*18 サブプレッションプール注水配管 (A)分岐部 ～ 低圧炉心注水モード(A)分岐部	3.43*2	182	114.3*3,*20 125.5*3,*20	(6.0*3)*20 (11.6*3)*20	SFVC2B*20 SFVC2B*20	32
				318.5*3 /318.5*14 /318.5	17.4*3 /17.4*14 /17.4	STS410*13							33
	*17 低圧炉心注水モード(A)分岐部 ～ 低圧代替注水配管残留熱除去系(A) 合流部	3.43*2	182	318.5*3,*10	17.4*3,*10	STS410*10,*13	*18 低圧炉心注水モード(A)分岐部 ～ 低圧代替注水配管残留熱除去系 (A)合流部	3.43*2	182	114.3*3,*20 125.5*3,*20	(6.0*3)*20 (11.6*3)*20	SFVC2B*20 SFVC2B*20	34
318.5*3				14.3*3	STPT410*11	35							
*17 低圧代替注水配管残留熱除去系(A) 合流部 ～ 高圧代替注水系合流部	3.43*2	182	—			*19 低圧代替注水配管残留熱除去系 (A)合流部 ～ 高圧代替注水系合流部	3.43	182	114.3*3,*20 125.5*3,*20	(6.0*3)*20 (11.6*3)*20	SFVC2B*20 SFVC2B*20	36	
			318.5*3	14.3*3	STPT410*11							37	
			318.5*3 /267.4	17.4*3 /15.1	STS410*13							38	
	8.62*2	302	267.4*3	18.2*3	STS410*13							39	
												40	

変更前						変更後						NO. *53		
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料			
残留熱除去系	高压代替注水系合流部 ~ 代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部 *17	—					高压代替注水系合流部 ~ 代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部 *21	8.62	302	165.2*3	—	(14.3*3)	SFVC2B	41
		8.62*2	302	267.4*3	18.2*3	STS410*13				194.0*3	—	(28.7*3)	SFVC2B	42
		変更なし								変更なし				43
	残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部 ~ 熱交換器(A)出口配管合流部 *15	3.43*2	182	318.5*3	14.3*3	STPT410	変更なし						—	
				318.5*3,*10	17.4*3,*10	STS410*10		—						
	サプレッションプール水移送配管(A) 分岐部 ~ E11-F029A *15	3.43*2	182	165.2*3	7.1*3	STPT410		—						
	E11-F029A ~ 残留熱除去系配管(A),(C)圧力抑制室 プール水排水系入口配管合流部 *15	3.43*2	182	165.2*3	7.1*3	STPT410		—						
				165.2*3	7.1*3	STPT410		—						
		3.43*2	182	165.2*3	7.1*3	STPT410		—						
		1.72*2	66	165.2*3	7.1*3	STPT410		—						
	残留熱除去系配管(A),(C)圧力抑制室 プール水排水系入口配管合流部 ~ 残留熱除去系配管(B)圧力抑制室プ ール水排水系入口配管合流部 *15	1.72*2	66	165.2*3	7.1*3	STPT410		—						
	残留熱除去系配管(B)圧力抑制室プ ール水排水系入口配管合流部 ~ 残留熱除去系配管(B)圧力抑制室プ ール水排水系入口配管合流部 *15	1.72*2	66	165.2*3	7.1*3	STPT410		—						
サプレッションプール注水配管(A)分 岐部 ~ サプレッションチェンバ *22	3.43*2	182	267.4*3	12.7*3	STPT410*11	サプレッションプール注水配管(A)分 岐部 ~ サプレッションチェンバ *23		変更なし					44	
				267.4*3	9.3*3			STPT410*11						45
			104	267.4*3	9.3*3			STPT410*11	変更なし	変更なし 166*6	変更なし			46
				267.4*3	9.3*3		STPT410*11						47	
			104	267.4*3	9.3*3		STPT410*11	変更なし 0.62*6	変更なし 166*6	変更なし			48	
				267.4*3	9.3*3		SUS304TP						49	

変更前						変更後					NO. *53					
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)		材料				
残留熱除去系	*15 低圧炉心注水モード(A)分岐部 ～ 残留熱除去系配管(A), (C)燃料プール 冷却浄化系入口配管合流部	3.43*2	182	318.5*3	14.3*3	STPT410	変更なし					—				
				318.5*3,*10	17.4*3,*10	STS410*10						—				
	*15 残留熱除去系配管(A), (C)燃料プール 冷却浄化系入口配管合流部 ～ 残留熱除去系配管(B)燃料プール冷却 浄化系入口配管合流部	3.43*2	182	406.4*3	21.4*3	STS410						—				
				/406.4 /318.5	/21.4 /17.4	STS410						—				
	*15 残留熱除去系配管(B)燃料プール冷却 浄化系入口配管合流部 ～ E11-F015	3.43*2	182	406.4*3	21.4*3	STS410						—				
				/406.4 /406.4	/21.4 /21.4	STS410						—				
				406.4*3	16.7*3	STS410						—				
	*24 残留熱除去系ストレナ(B) ～ 原子炉压力容器(B)系出口配管合流部	0.31*2	104	457.2*3	□*3	□*4						*25 残留熱除去系ストレナ(B) ～ 原子炉压力容器(B)系出口配管合流 部	変更なし 0.62*6	変更なし 166*6	変更なし	50
				457.2*3	□*7(9.5*3)	SM400C*8										51
	*26 原子炉压力容器(B)系出口配管合流部 ～ 残留熱除去系ポンプ(B)	1.37*2	182	457.2*3	□*7(9.5*3)	SM400C*8						*25 原子炉压力容器(B)系出口配管合流 部 ～ 残留熱除去系ポンプ(B)	変更なし	変更なし	変更なし	52
				457.2*3	□*7(9.5*3)	SM400C*8										53
				457.2*3,*10	9.5*3,*10	STPT410*10,*11										54
				466.8*3	□*7(14.3*3)	SM400C*8										55
				355.6*3	□*7(11.1*3)	SM400C*8										56
	*27 原子炉压力容器 ～ 残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系 配管分岐部	8.62*2	302	355.6*3	23.8*3	STS410*13						変更なし	変更なし 9.22*6	変更なし 306*6	変更なし	57
355.6*3				27.8*3	STS410*13	58										
*27 残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系 配管分岐部 ～ 残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化 系配管合流部	8.62*2	302	355.6*3	23.8*3	STS410*13	変更なし	変更なし 9.22*6	変更なし 306*6	変更なし	59						
			355.6*3	11.1*3	STPT410*11					60						
	1.37*2	182	355.6*3,*10	11.1*3,*10	STPT410*10,*11	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	61						
			355.6*3,*10	11.1*3,*10	STPT410*10,*11					62						
										63						

変更前						変更後						NO. *53						
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料							
残留熱除去系	*27 残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部 ～ 原子炉压力容器(B)系出口配管合流部	1.37*2	182	355.6*3 /355.6 /318.5*14	11.1*3 /11.1 /10.3*14	STPT410*11	変更なし					64						
				355.6*3	11.1*3	STPT410*11						65						
				355.6*3,*10	11.1*3,*10	STPT410*10,*11						66						
	*28 残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系配管分岐部 ～ G31-F001	8.62*2	302	355.6*3 /216.3	27.8*3 /18.2	STS410*13						—						
	*15 E11-F016B ～ 残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部	1.37*2	182	318.5*3	10.3*3	STPT410						—						
	*29 残留熱除去系ポンプ(B) ～ 残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部	3.43*2	182	318.5*3	14.3*3	STPT410*11						*25 残留熱除去系ポンプ(B) ～ 残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部	3.43*2	182	318.5*3,*10	17.4*3,*10	STS410*10,*13	67
				318.5*3,*10	17.4*3,*10	STS410*10,*13												68
				318.5*3 /318.5*14 /318.5	17.4*3 /17.4*14 /17.4	STS410*13												69
	*29 残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部 ～ 残留熱除去系熱交換器(B)	3.43*2	182	318.5*3	14.3*3	STPT410*11						*25 残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部 ～ 残留熱除去系熱交換器(B)	3.43*2	182	318.5*3,*10	17.4*3,*10	STS410*10,*13	70
				318.5*3,*10	17.4*3,*10	STS410*10,*13												71
				508.0*3 /318.5	26.2*3 /17.4	STS410*13												72
	*30 残留熱除去系熱交換器(B) ～ サプレッションプール水移送配管(B)分岐部	3.43*2	182	508.0*3 /318.5	26.2*3 /17.4	STS410*13						*25 残留熱除去系熱交換器(B) ～ サプレッションプール水移送配管(B)分岐部	3.43*2	182	318.5*3,*10	17.4*3,*10	STS410*10,*13	73
318.5*3				14.3*3	STPT410*11	74												
318.5*3,*10				17.4*3,*10	STS410*10,*13	75												
318.5*3 /318.5 /165.2*14				17.4*3 /17.4 /11.0*14	STS410*13	76												
*30 サプレッションプール水移送配管(B)分岐部 ～ 熱交換器(B)出口配管合流部	3.43*2	182	318.5*3	14.3*3	STPT410*11	*31 サプレッションプール水移送配管(B)分岐部 ～ 熱交換器(B)出口配管合流部	3.43*2	182	318.5*3	14.3*3	STPT410*11	77						

変更前						変更後						NO. *53	
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料		
熱交換器(B) 出口配管合流部 ～ サブプレッションプール注水配管(B) 分岐部	3.43*2	182	318.5*3 /318.5 /318.5*14	17.4*3 /17.4 /17.4*14	STS410*13	熱交換器(B) 出口配管合流部 ～ サブプレッションプール注水配管(B) 分岐部	3.43*2	182	318.5*3 /318.5 /267.4	17.4*3 /17.4 /15.1	STS410*13	変更なし	78
			318.5*3	14.3*3	STPT410*11								79
			318.5*3,*10	17.4*3,*10	STS410*10,*13								80
			318.5*3 /318.5 /267.4	17.4*3 /17.4 /15.1	STS410*13								81
サブプレッションプール注水配管(B) 分岐部 ～ サブプレッションチェンバスプレイモード(B) 分岐部	3.43*2	182	318.5*3	14.3*3	STPT410*11	サブプレッションプール注水配管(B) 分岐部 ～ サブプレッションチェンバスプレイモード(B) 分岐部	3.43*2	182	318.5*3	14.3*3	STPT410*11	変更なし	82
サブプレッションチェンバスプレイモード(B) 分岐部	3.43*2	182	318.5*3	14.3*3	STPT410*11	サブプレッションチェンバスプレイモード(B) 分岐部	3.43*2	182	318.5*3	14.3*3	STPT410*11	変更なし	83
			125.5*3	*7(11.6*3)	SFVC2B				84				
			114.3*3	*7(6.0*3)	SFVC2B				85				
サブプレッションチェンバスプレイモード(B) 分岐部 ～ ドライウェルスプレイモード(B) 分岐部	3.43*2	182	318.5*3	14.3*3	STPT410*11	サブプレッションチェンバスプレイモード(B) 分岐部 ～ ドライウェルスプレイモード(B) 分岐部	3.43*2	182	318.5*3	14.3*3	STPT410*11	変更なし	86
ドライウェルスプレイモード(B) 分岐部	3.43*2	182	318.5*3 /318.5 /267.4*14	17.4*3 /17.4 /15.1*14	STS410*13	ドライウェルスプレイモード(B) 分岐部	3.43*2	182	318.5*3 /318.5 /267.4*14	17.4*3 /17.4 /15.1*14	STS410*13	変更なし	87
ドライウェルスプレイモード(B) 分岐部 ～ 低圧炉心注水モード(B) 分岐部	3.43*2	182	318.5*3,*10	17.4*3,*10	STS410*10,*13	ドライウェルスプレイモード(B) 分岐部 ～ 低圧炉心注水モード(B) 分岐部	3.43*2	182	318.5*3	17.4*3	STS410*13	変更なし	88
			318.5*3 /318.5*14 /318.5	17.4*3 /17.4*14 /17.4	STS410*13				89				
低圧炉心注水モード(B)分岐部 ～ 低圧代替注水配管残留熱除去系(B) 合流部	3.43*2	182	318.5*3	14.3*3	STPT410*11	低圧炉心注水モード(B)分岐部 ～ 低圧代替注水配管残留熱除去系(B) 合流部	3.43*2	182	318.5*3 /267.4	17.4*3 /15.1	STS410*13	変更なし	90
			267.4*3,*10	15.1*3,*10	STPT410*10,*11				91				
			267.4*3	12.7*3	STPT410*11				92				
			267.4*3	12.7*3	STPT410*11				93				
低圧代替注水配管残留熱除去系(B) 合流部	3.43*2	182	267.4*3 /267.4 /—	15.1*3 /15.1 /—	STPT410*11	低圧代替注水配管残留熱除去系(B) 合流部	3.43*2	182	*3,*20 267.4 /267.4 /165.2	*3,*20 15.1 /15.1 /7.1	変更なし	94	

変更前						変更後						NO. *53
名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	
残留熱除去系	*30 低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部 ～ 原子炉压力容器	3.43*2	182	267.4*3	12.7*3	STPT410*11	*37 低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部 ～ 原子炉压力容器	変更なし				95
		8.62*2	302	267.4*3	18.2*3	STS410*13		変更なし 9.22*6	変更なし 306*6	変更なし		96
				267.4 /216.3	21.4 /18.2	STS410*13				変更なし		97
				216.3*3	15.1*3	STS410*13				変更なし		98
	*15 残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部 ～ 熱交換器(B)出口配管合流部	3.43*2	182	318.5*3	14.3*3	STPT410	変更なし					—
	*15 サブプレッションプール水移送配管(B)分岐部 ～ 代替循環冷却配管残留熱除去系(B)分岐部	3.43*2	182	165.2*3	7.1*3	STPT410	*38 サブプレッションプール水移送配管(B)分岐部 ～ 代替循環冷却配管残留熱除去系(B)分岐部	変更なし				99
		—						3.43	182	165.2 /165.2	7.1 /7.1	STPT410
	*15 代替循環冷却配管残留熱除去系(B)分岐部 ～ E11-F029B	3.43*2	182	165.2*3	7.1*3	STPT410	変更なし					—
	*15 E11-F029B ～ 残留熱除去系配管(B)圧力抑制室プール水排水系入口配管合流部	3.43*2	182	165.2*3	7.1*3	STPT410						—
	1.72*2	66	165.2*3	7.1*3	STPT410	—						
165.2 /165.2						7.1 /7.1						STPT410
*39 サブプレッションプール注水配管(B)分岐部 ～ サブプレッションチェンバ	3.43*2	182	267.4*3	12.7*3	STPT410*11	*23 サブプレッションプール注水配管(B)分岐部 ～ サブプレッションチェンバ	変更なし				101	
104			267.4*3	9.3*3	STPT410*11		変更なし	変更なし 166*6	変更なし		102	
		267.4 /267.4	9.3 /9.3	STPT410*11	変更なし				103			
		/—	/—	STPT410*11	変更なし				104			
0.31*2	104	267.4*3	9.3*3	STPT410*11	変更なし 0.62*6	変更なし 166*6	変更なし		105			
		267.4 /267.4	9.3 /9.3	STPT410*11			変更なし		106			
		/—	/—	STPT410*11			変更なし		107			
			267.4*3,*10	9.3*3,*10	STPT410*10,*11							
			267.4*3	9.3*3	SUS304TP							
*40 サブプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部 ～ 原子炉格納容器スプレイ管(サブプレッションチェンバ側)	3.43*2	182	114.3*3	6.0*3	STPT410*11	*41 サブプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部 ～ 原子炉格納容器スプレイ管(サブプレッションチェンバ側)	変更なし				108	
104		114.3*3	6.0*3	STPT410*11	変更なし		変更なし 200*6	変更なし		109		

変更前						変更後						NO. *53	
名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料		
残留熱除去系	*42 ドライウェルズプレイモード(B)分岐部 ～ 原子炉格納容器スプレイ管(ドライウェル側)	3.43*2	182	267.4*3	12.7*3	STPT410*11	*43 ドライウェルズプレイモード(B)分岐部 ～ 原子炉格納容器スプレイ管(ドライウェル側)	変更なし				110	
			171	267.4*3	12.7*3	STPT410*11		変更なし	200*6	変更なし	111		
		171	267.4*3 /216.3	15.1*3 /12.7	STPT410*11	変更なし		200*6	変更なし	112			
	*15 低圧炉心注水モード(B)分岐部 ～ 残留熱除去系配管(B)燃料プール冷却浄化系入口配管合流部	3.43*2	182	318.5*3	14.3*3	STPT410	変更なし				—		
				406.4*3 /318.5	21.4*3 /17.4	STS410	変更なし				—		
	*44 残留熱除去系ストレーナ(C) ～ 原子炉圧力容器(C)系出口配管合流部	0.31*2	104	457.2*3 /457.2 /457.2			*31 残留熱除去系ストレーナ(C) ～ 原子炉圧力容器(C)系出口配管合流部	0.62*6	166*6	変更なし		113	
				457.2*3		*7(9.5*3)				SM400C*8	114		
		1.37*2	182	457.2*3 /457.2*3,*10		*7(9.5*3)	SM400C*8	変更なし				115	
	*45 原子炉圧力容器(C)系出口配管合流部 ～ 残留熱除去系ポンプ(C)	1.37*2	182	457.2*3		*7(9.5*3)	SM400C*8	*31 原子炉圧力容器(C)系出口配管合流部 ～ 残留熱除去系ポンプ(C)	変更なし				117
				466.8*3		*7(14.3*3)	SM400C*8		118				
355.6*3					*7(11.1*3)	SM400C*8	119						
366.8*3					*7(16.7*3)	SM400C*8	120						
457.2*3,*10					9.5*3,*10	STPT410*10,*11	121						
*46 原子炉圧力容器 ～ 残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部	8.62*2	302	318.5*3	21.4*3	STS410*13	変更なし	9.22*6	306*6	変更なし		122		
			318.5*3,*10	25.4*3,*10	STS410*10,*11				123				
			355.6*3 /318.5	27.8*3 /25.4	STS410*13				124				
			355.6*3	23.8*3	STS410*13				125				
	1.37*2	182	355.6*3 /355.6*3,*10	11.1*3 /11.1*3,*10	STPT410*11 STPT410*10,*11		変更なし				126		
*46 残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部 ～ 原子炉圧力容器(C)系出口配管合流部	1.37*2	182	355.6*3 /355.6 /318.5*14	11.1*3 /11.1 /10.3*14	STPT410*11	変更なし				128			
			355.6*3	11.1*3	STPT410*11	129							
			355.6*3,*10	11.1*3,*10	STPT410*10,*11	130							
*15 E11-F016C ～ 残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部	1.37*2	182	318.5*3	10.3*3	STPT410	変更なし				—			

変更前						変更後						NO. *53	
名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料		
残留熱除去系	*47 残留熱除去系ポンプ(C) ～ 残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部	3.43*2	182	318.5*3	14.3*3	STPT410*11	*31 残留熱除去系ポンプ(C) ～ 残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部	3.43*2	182	318.5*3	14.3*3	STPT410*11	131
				318.5*3,*10	17.4*3,*10	STS410*10,*13							132
				318.5 /318.5*14 /318.5	17.4 /17.4*14 /17.4	STS410*13							133
	*47 残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部 ～ 残留熱除去系熱交換器(C)	3.43*2	182	318.5*3	14.3*3	STPT410*11	*31 残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部 ～ 残留熱除去系熱交換器(C)	3.43*2	182	318.5*3,*10	17.4*3,*10	STS410*10,*13	134
				508.0 /318.5	26.2 /17.4	STS410*13				135			
				508.0 /318.5	26.2 /17.4	STS410*13				136			
	*48 残留熱除去系熱交換器(C) ～ サブプレッションプール水移送配管(C) 分岐部	3.43*2	182	508.0 /318.5	26.2 /17.4	STS410*13	*31 残留熱除去系熱交換器(C) ～ サブプレッションプール水移送配管 (C)分岐部	3.43*2	182	318.5*3	14.3*3	STPT410*11	137
				318.5*3,*10	17.4*3,*10	STS410*10,*13				138			
				318.5 /318.5 /165.2*14	17.4 /17.4 /11.0*14	STS410*13				139			
				318.5*3	14.3*3	STPT410*11				140			
	*48 サブプレッションプール水移送配管(C) 分岐部 ～ 熱交換器(C)出口配管合流部	3.43*2	182	318.5*3	14.3*3	STPT410*11	*31 サブプレッションプール水移送配管 (C)分岐部 ～ 熱交換器(C)出口配管合流部	3.43*2	182	318.5*3	14.3*3	STPT410*11	141
				318.5 /318.5 /318.5*14	17.4 /17.4 /17.4*14	STS410*13				142			
*48 熱交換器(C)出口配管合流部 ～ サブプレッションプール注水配管(C) 分岐部	3.43*2	182	318.5*3	14.3*3	STPT410*11	*31 熱交換器(C)出口配管合流部 ～ サブプレッションプール注水配管(C) 分岐部	3.43*2	182	318.5*3,*10	17.4*3,*10	STS410*10,*13	143	
			318.5 /318.5 /267.4	17.4 /17.4 /15.1	STS410*13				144				
			318.5*3	14.3*3	STPT410*11				145				
			318.5*3,*10	17.4*3,*10	STS410*10,*13				145				
*48 サブプレッションプール注水配管(C) 分岐部 ～ サブプレッションチェンバスプレイモ ード(C)分岐部	3.43*2	182	318.5*3	14.3*3	STPT410*11	*32 サブプレッションプール注水配管(C) 分岐部 ～ サブプレッションチェンバスプレイ モード(C)分岐部	3.43*2	182	125.5*3	11.6*3	SFVC2B	146	
			114.3*3	6.0*3	SFVC2B				147				
			114.3*3	6.0*3	SFVC2B				148				

変更前						変更後						NO. *53	
名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料		
残留熱除去系	*48 サブプレッションチェンバスプレイモード(C)分岐部 ～ ドライウェルスプレイモード(C)分岐部	3.43*2	182	318.5*3	14.3*3	STPT410*11	*32 サブプレッションチェンバスプレイモード(C)分岐部 ～ ドライウェルスプレイモード(C)分岐部	変更なし				149	
				318.5*3 /318.5 /267.4	17.4*3 /17.4 /15.1	STS410*13						150	
	*48 ドライウェルスプレイモード(C)分岐部 ～ 低圧注水モード(C)分岐部	3.43*2	182	318.5*3	14.3*3	STPT410*11	*18 ドライウェルスプレイモード(C)分岐部 ～ 低圧注水モード(C)分岐部	変更なし				151	
				318.5*3 /318.5*14 /318.5	17.4*3 /17.4*14 /17.4	STS410*13						152	
	*48 低圧注水モード(C)分岐部 ～ 原子炉压力容器	3.43*2	182	318.5*3	14.3*3	STPT410*11	*18 低圧注水モード(C)分岐部 ～ 原子炉压力容器	変更なし					153
				318.5*3 /267.4	17.4*3 /15.1	STS410*13							154
				267.4*3,*10	15.1*3,*10	STPT410*10,*11							155
				267.4*3	12.7*3	STPT410*11							156
				267.4*3 /267.4 /—	15.1*3 /15.1 /—	STPT410*11							157
	8.62*2	302	267.4*3	18.2*3	STS410*13	変更なし 9.22*6	変更なし 306*6	変更なし				158	
			267.4*3 /216.3	21.4*3 /18.2	STS410*13							159	
			216.3*3	15.1*3	STS410*13							160	
	*15 残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部 ～ 熱交換器(C)出口配管合流部	3.43*2	182	318.5*3	14.3*3	STPT410	変更なし					—	
	*15 サブプレシヨンプール水移送配管(C)分岐部 ～ E11-F029C	3.43*2	182	165.2*3	7.1*3	STPT410						—	
	*15 E11-F029C ～ 残留熱除去系配管(A),(C)圧力抑制室 プール水排水系入口配管合流部	3.43*2	182	165.2*3	7.1*3	STPT410						—	
165.2*3 /165.2 /—	7.1*3 /7.1 /—			STPT410	—								
1.72*2	66	165.2*3	7.1*3	STPT410	—								

変更前						変更後						NO. *53	
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料		
残留熱除去系	*49 サプレッションプール注水配管(C)分岐部 ～ サプレッションチェンバ	182	267.4*3	12.7*3	STPT410*11	*23 サプレッションプール注水配管(C)分岐部 ～ サプレッションチェンバ	変更なし					161	
		3.43*2	104	267.4*3 /267.4 /—	9.3*3 /9.3 /—		STPT410*11	変更なし	変更なし 166*6	変更なし	162		
			0.31*2	104	267.4*3 /267.4 /—		9.3*3 /9.3 /—				STPT410*11	163	
				104	267.4*3, *10 /267.4*3, *10 /—		9.3*3, *10 /9.3*3, *10 /—				STPT410*10, *11 SUS304TP*10 SUS304TP	164 165 166 167 168	
	*50 サプレッションチェンバスプレイモード(C)分岐部 ～ 原子炉格納容器スプレイ管 (サプレッションチェンバ側)	182	114.3*3	6.0*3	STPT410*11		*51 サプレッションチェンバスプレイモード(C)分岐部 ～ 原子炉格納容器スプレイ管 (サプレッションチェンバ側)	変更なし					169
		3.43*2	104	114.3*3 /114.3*3, *10	6.0*3 /6.0*3, *10			STPT410*11 STPT410*10, *11	変更なし	変更なし 200*6	変更なし	170	
			171	267.4*3 /216.3	15.1*3 /12.7			STPT410*11				171	
	*52 ドライウエルスプレイモード(C)分岐部 ～ 原子炉格納容器スプレイ管 (ドライウエル側)	182	267.4*3	12.7*3	STPT410*11		*51 ドライウエルスプレイモード(C)分岐部 ～ 原子炉格納容器スプレイ管 (ドライウエル側)	変更なし					172
		3.43*2	171	216.3*3	10.3*3			STPT410*11	変更なし	変更なし 200*6	変更なし	173	
			174	変更なし								174	
*15 低圧注水モード(C)分岐部 ～ 残留熱除去系配管(A), (C)燃料プール冷却浄化系入口配管合流部	3.43*2	182	318.5*3	14.3*3	STPT410	変更なし					—		
			406.4*3 /318.5	21.4*3 /17.4	STS410						—		

注記*1 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「残留熱除去系ストレーナからサプレッションチェンバ」及び「サプレッションチェンバから残留熱除去系ポンプ(A)まで」と記載。
 *2 : SI 単位に換算したものである。
 *3 : 公称値を示す。
 *4 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「SUS304」と記載。記載内容は設計図書による。
 *5 : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低圧注水系) 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うち原子炉格納容器安全設備 (サプレッションチェンバプール水冷却系) と兼用。
 *6 : 重大事故等時の使用時の値。
 *7 : 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、平成4年3月27日付け3資庁第13034号にて認可された工事計画のIV-3-1-3-2-1「管の基本板厚計算書」による。
 *8 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「SM41C」と記載。記載内容は設計図書による。
 *9 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「サプレッションチェンバから残留熱除去系ポンプ(A)まで」と記載。
 *10 : エルボを示す。

- *11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「STPT42」と記載。記載内容は設計図書による。
- *12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉圧力容器からポンプ(A)入口配管まで」と記載。
- *13：記載の適正化を行う。既工事計画書には「STS42」と記載。記載内容は設計図書による。
- *14：記載の適正化を行う。既工事計画書には「一」と記載。記載内容は設計図書による。
- *15：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。
- *16：記載の適正化を行う。既工事計画書には「残留熱除去系ポンプ(A)から残留熱除去系熱交換器(A)まで」と記載。
- *17：記載の適正化を行う。既工事計画書には「残留熱除去系熱交換器(A)から復水給水系まで」と記載。
- *18：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）と兼用。
- *19：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系、低圧代替注水系）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うち原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系、低圧代替注水系）と兼用。
- *20：本設備は既存の設備である。
- *21：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、低圧注水系、低圧代替注水系）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うち原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系、高圧代替注水系、低圧代替注水系）と兼用。
- *22：記載の適正化を行う。既工事計画書には「熱交換器(A)出口配管からサブプレッションチェンバへ」と記載。
- *23：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（サブプレッションチェンバプール水冷却系）と兼用。
- *24：記載の適正化を行う。既工事計画書には「残留熱除去系ストレーナからサブプレッションチェンバ」及び「サブプレッションチェンバから残留熱除去系ポンプ(B)まで」と記載。
- *25：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）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うち原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系、サブプレッションチェンバプール水冷却系、代替循環冷却系）と兼用。
- *26：記載の適正化を行う。既工事計画書には「サブプレッションチェンバから残留熱除去系ポンプ(B)まで」と記載。
- *27：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉圧力容器からポンプ(B)入口配管まで」と記載。
- *28：記載の適正化を行う。既工事計画書には「圧力容器出口配管から原子炉冷却材浄化系まで」と記載。
- *29：記載の適正化を行う。既工事計画書には「残留熱除去系ポンプ(B)から残留熱除去系熱交換器(B)まで」と記載。
- *30：記載の適正化を行う。既工事計画書には「残留熱除去系熱交換器(B)から原子炉圧力容器まで」と記載。
- *31：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）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うち原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系、サブプレッションチェンバプール水冷却系）と兼用。
- *32：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）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うち原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系）と兼用。
- *33：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）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うち原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系、代替格納容器スプレイ冷却系）と兼用。
- *34：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）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うち原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系、代替格納容器スプレイ冷却系、代替循環冷却系）と兼用。
- *35：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）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うち原子炉格納容器安全設備（代替格納容器スプレイ冷却系、代替循環冷却系）と兼用。
- *36：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系、低圧代替注水系）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うち原子炉格納容器安全設備（代替格納容器スプレイ冷却系、代替循環冷却系、低圧代替注水系）と兼用。
- *37：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系、低圧代替注水系）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うち原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）と兼用。
- *38：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）と兼用。
- *39：記載の適正化を行う。既工事計画書には「熱交換器(B)出口配管からサブプレッションチェンバへ」と記載。
- *40：記載の適正化を行う。既工事計画書には「熱交換器(B)出口配管からサブプレッションチェンバスプレイ管へ」と記載。
- *41：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系、代替格納容器スプレイ冷却系）と兼用。
- *42：記載の適正化を行う。既工事計画書には「熱交換器(B)出口配管からドライウェルスプレイ管へ」と記載。
- *43：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系、代替格納容器スプレイ冷却系、代替循環冷却系）と兼用。
- *44：記載の適正化を行う。既工事計画書には「残留熱除去系ストレーナからサブプレッションチェンバ」及び「サブプレッションチェンバから残留熱除去系ポンプ(C)まで」と記載。
- *45：記載の適正化を行う。既工事計画書には「サブプレッションチェンバから残留熱除去系ポンプ(C)まで」と記載。
- *46：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉圧力容器からポンプ(C)入口配管まで」と記載。
- *47：記載の適正化を行う。既工事計画書には「残留熱除去系ポンプ(C)から残留熱除去系熱交換器(C)まで」と記載。
- *48：記載の適正化を行う。既工事計画書には「残留熱除去系熱交換器(C)から原子炉圧力容器まで」と記載。
- *49：記載の適正化を行う。既工事計画書には「熱交換器(C)出口配管からサブプレッションチェンバへ」と記載。
- *50：記載の適正化を行う。既工事計画書には「熱交換器(C)出口配管からサブプレッションチェンバスプレイ管へ」と記載。
- *51：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系）と兼用。
- *52：記載の適正化を行う。既工事計画書には「熱交換器(C)出口配管からドライウェルスプレイ管へ」と記載。
- *53：第4-2-1-2-1～8図 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）に係る主配管の配置を明示した図面に記載の丸番号を示す。

第 4-2-1-2-1~8 図 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）に係る主配管の配置を明示した図面 別紙 2

工事計画記載の公称値の許容範囲

[主配管]

管NO.3*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	114.3	<input type="text"/> mm	製造能力, 製造実績を考慮したメーカー基準
		<input type="text"/> mm	
厚さ	6.0	<input type="text"/> mm	同上
		<input type="text"/> mm	

管NO.4*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	125.5	<input type="text"/> mm	製造能力, 製造実績を考慮したメーカー基準
		<input type="text"/> mm	
厚さ	11.6	<input type="text"/> mm	同上
		<input type="text"/> mm	

管NO.5*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	165.2	<input type="text"/> mm	製造能力, 製造実績を考慮したメーカー基準
		<input type="text"/> mm	
厚さ	14.3	<input type="text"/> mm	同上
		<input type="text"/> mm	

管NO.6*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	194.0	<input type="text"/> mm	製造能力, 製造実績を考慮したメーカー基準
		<input type="text"/> mm	
厚さ	28.7	<input type="text"/> mm	同上
		<input type="text"/> mm	

K7 ① 4-2-1-2-1~8 R0

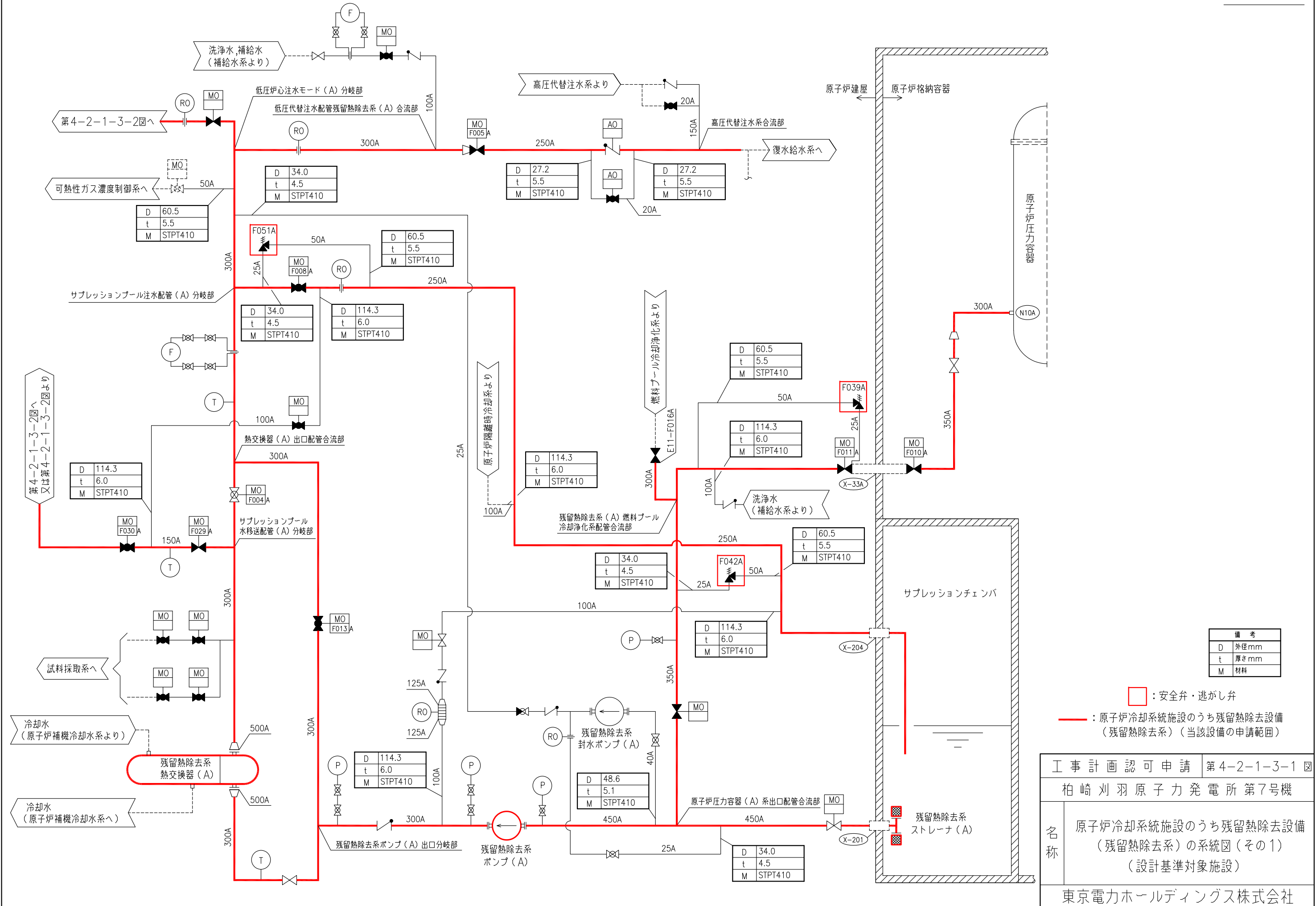
工事計画記載の公称値の許容範囲（続き）

管NO.11*- 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	165.2	+2.4mm -1.6mm	J I S B 2 3 1 2 による材料公差
厚さ	7.1	+規定しない -12.5%	同上

注：主要寸法は、工事計画記載の公称値

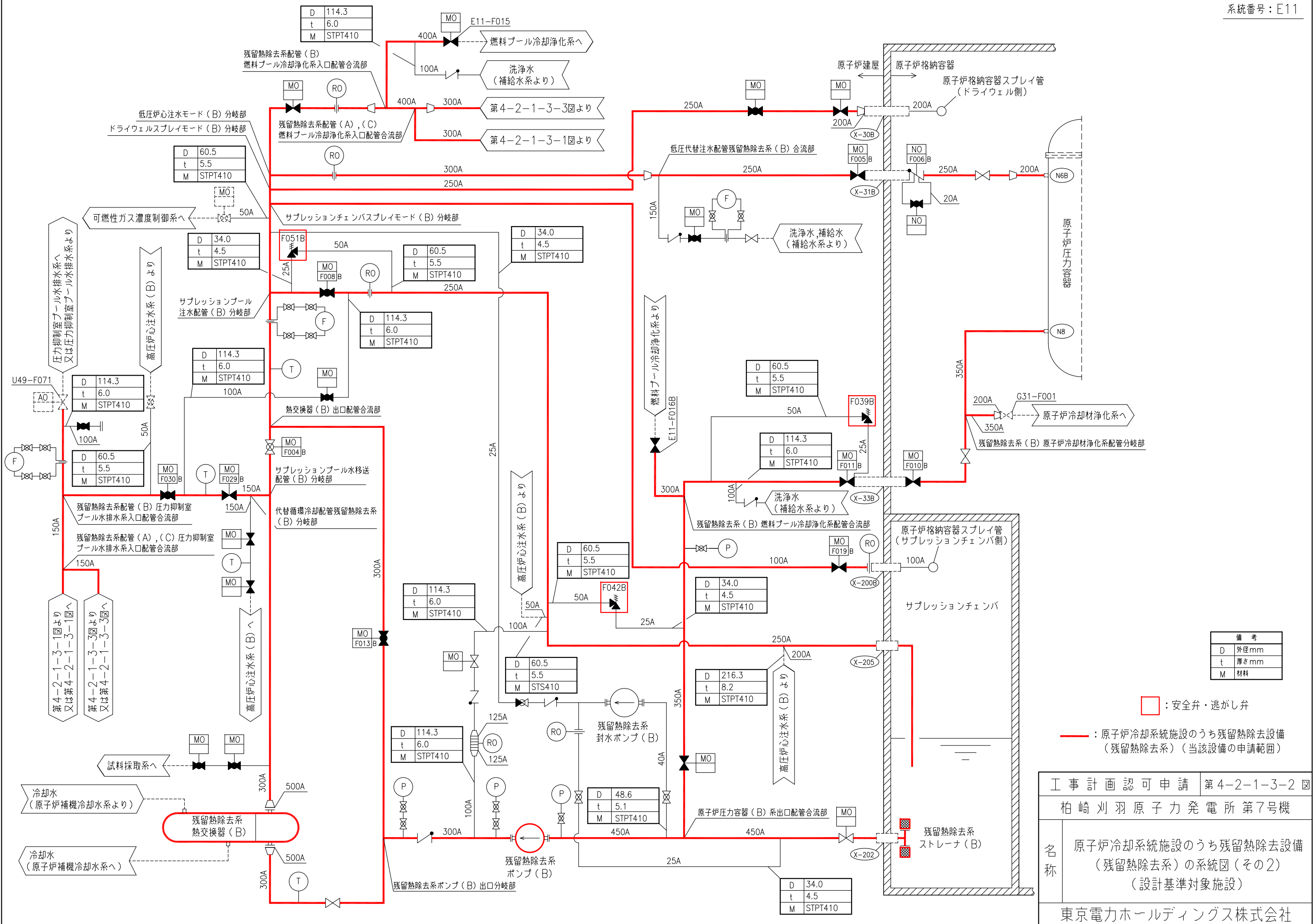
注記*：管の基本板厚計算書のNO.を示す。



備考	
D	外径mm
t	厚さmm
M	材料

□ : 安全弁・逃がし弁
 — : 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) (当該設備の申請範囲)

工事計画認可申請	第4-2-1-3-1 図
柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	
名称	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) の系統図 (その1) (設計基準対象施設)
東京電力ホールディングス株式会社	

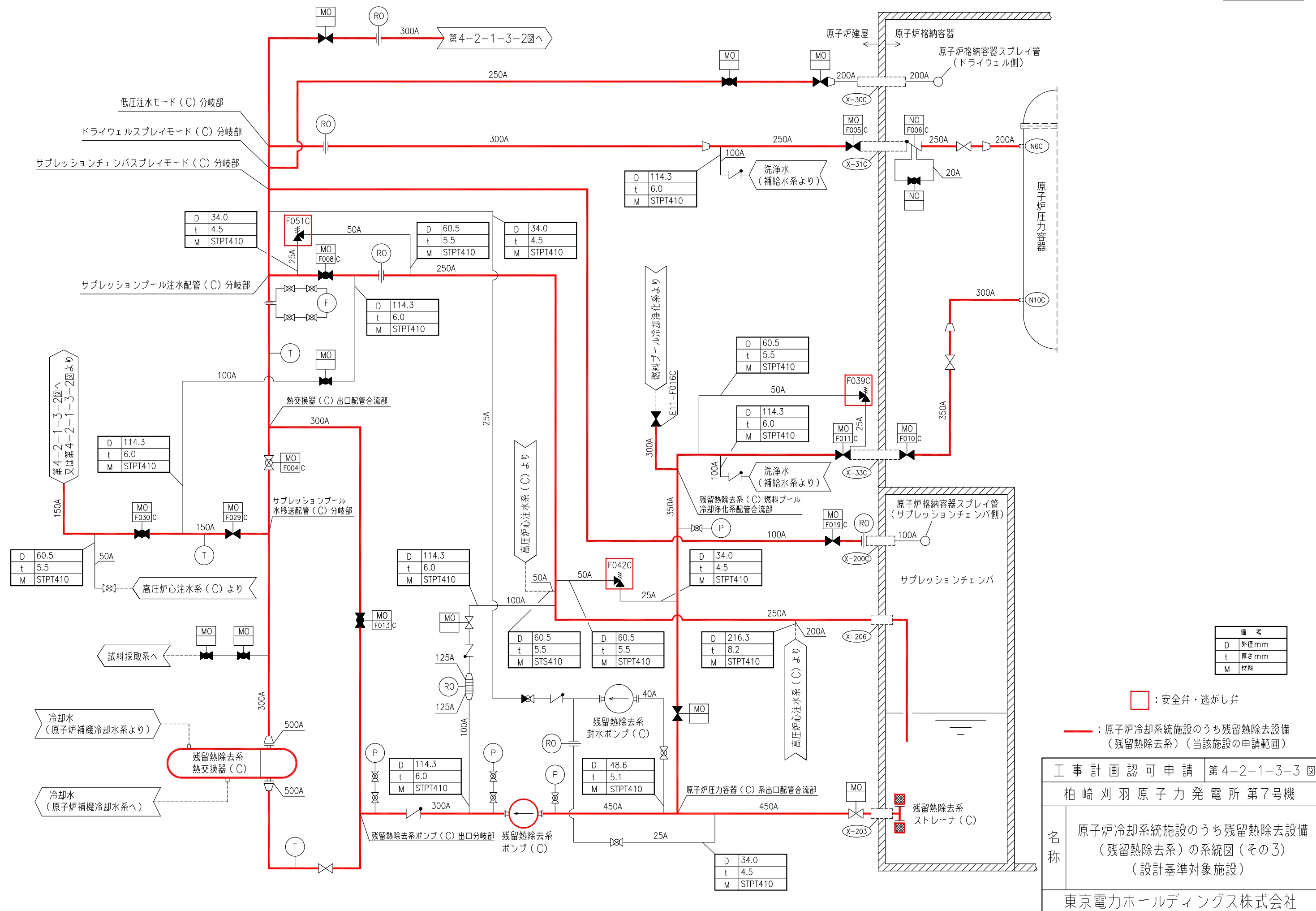


備考	
D	外径mm
t	厚さmm
M	材料

□ : 安全弁・逃がし弁

— : 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) (当該設備の申請範囲)

工事計画認可申請	第4-2-1-3-2 図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	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)の系統図(その2) (設計基準対象施設)
東京電力ホールディングス株式会社	

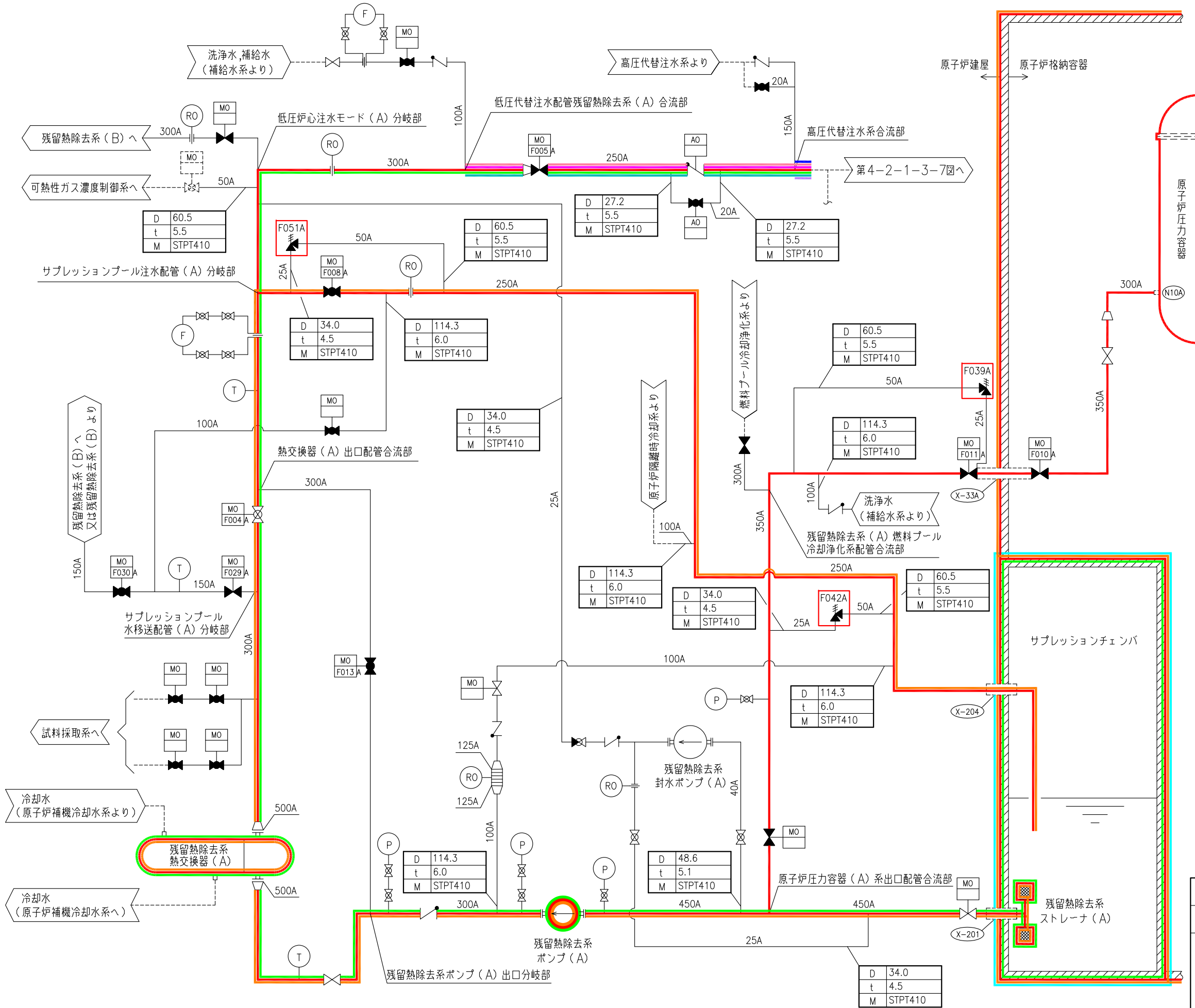


備考	
D	外径mm
t	厚さmm
M	材料

□ : 安全弁・逃がし弁

— : 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) (当該施設の申請範囲)

工事計画認可申請	第4-2-1-3-3 図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	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) の系統図 (その3) (設計基準対象施設)
東京電力ホールディングス株式会社	



備考	
D	外径mm
t	厚さmm
M	材料

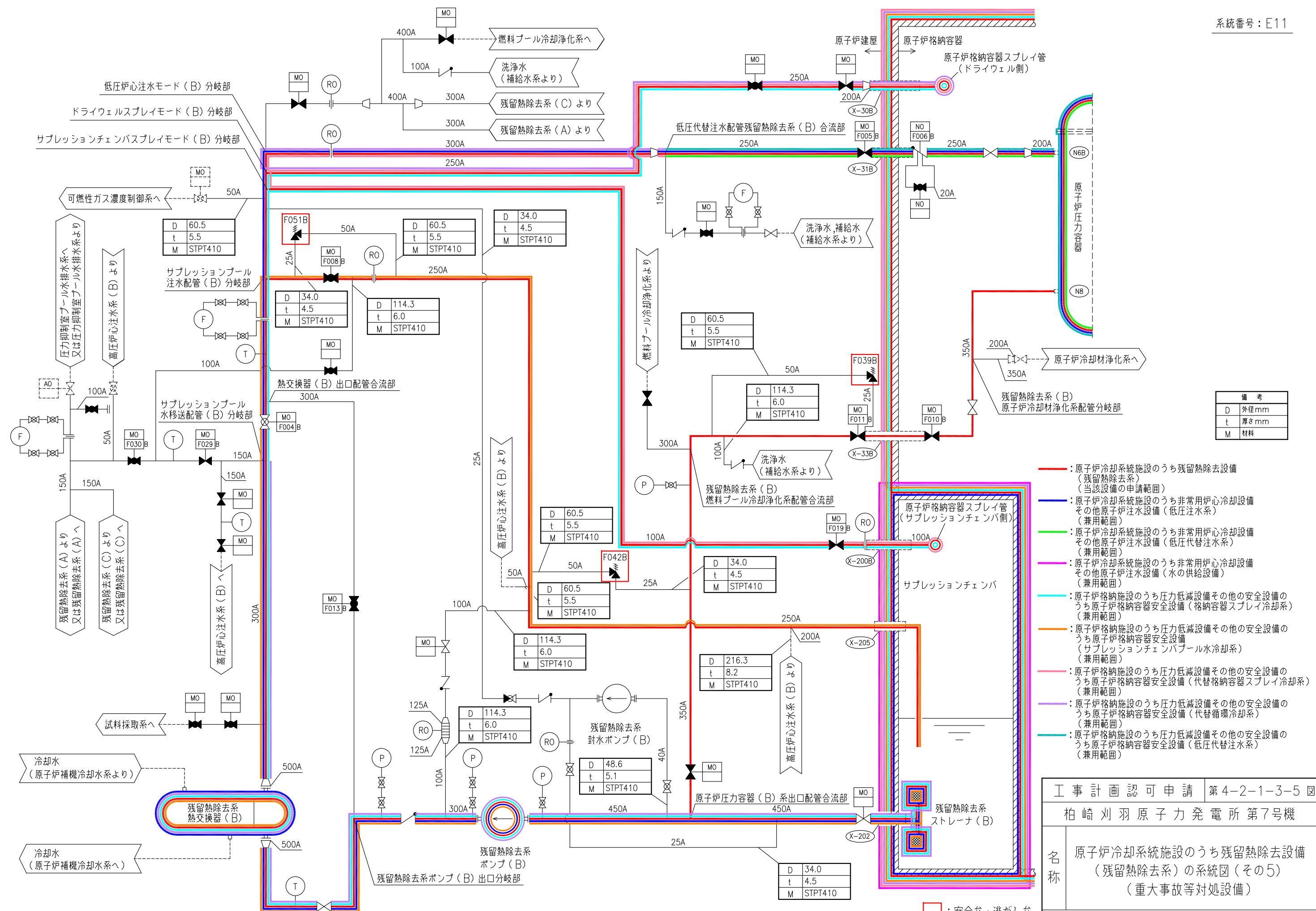
- 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系) (当該設備の申請範囲)
- 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備 (高压代替注水系) (兼用範囲)
- 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備 (低压注水系) (兼用範囲)
- 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備 (低压代替注水系) (兼用範囲)
- 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備 (水の供給設備) (兼用範囲)
- 原子炉格納施設のうち压力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備 (サブプレッションチェンバプール水冷却系) (兼用範囲)
- 原子炉格納施設のうち压力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備 (代替循環冷却系) (兼用範囲)
- 原子炉格納施設のうち压力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備 (高压代替注水系) (兼用範囲)
- 原子炉格納施設のうち压力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備 (低压代替注水系) (兼用範囲)

□ : 安全弁・逃がし弁

工事計画認可申請 第4-2-1-3-4 図
 柏崎刈羽原子力発電所 第7号機

名称 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)の系統図 (その4) (重大事故等対処設備)

東京電力ホールディングス株式会社



備考	
D	外径mm
t	厚さmm
M	材料

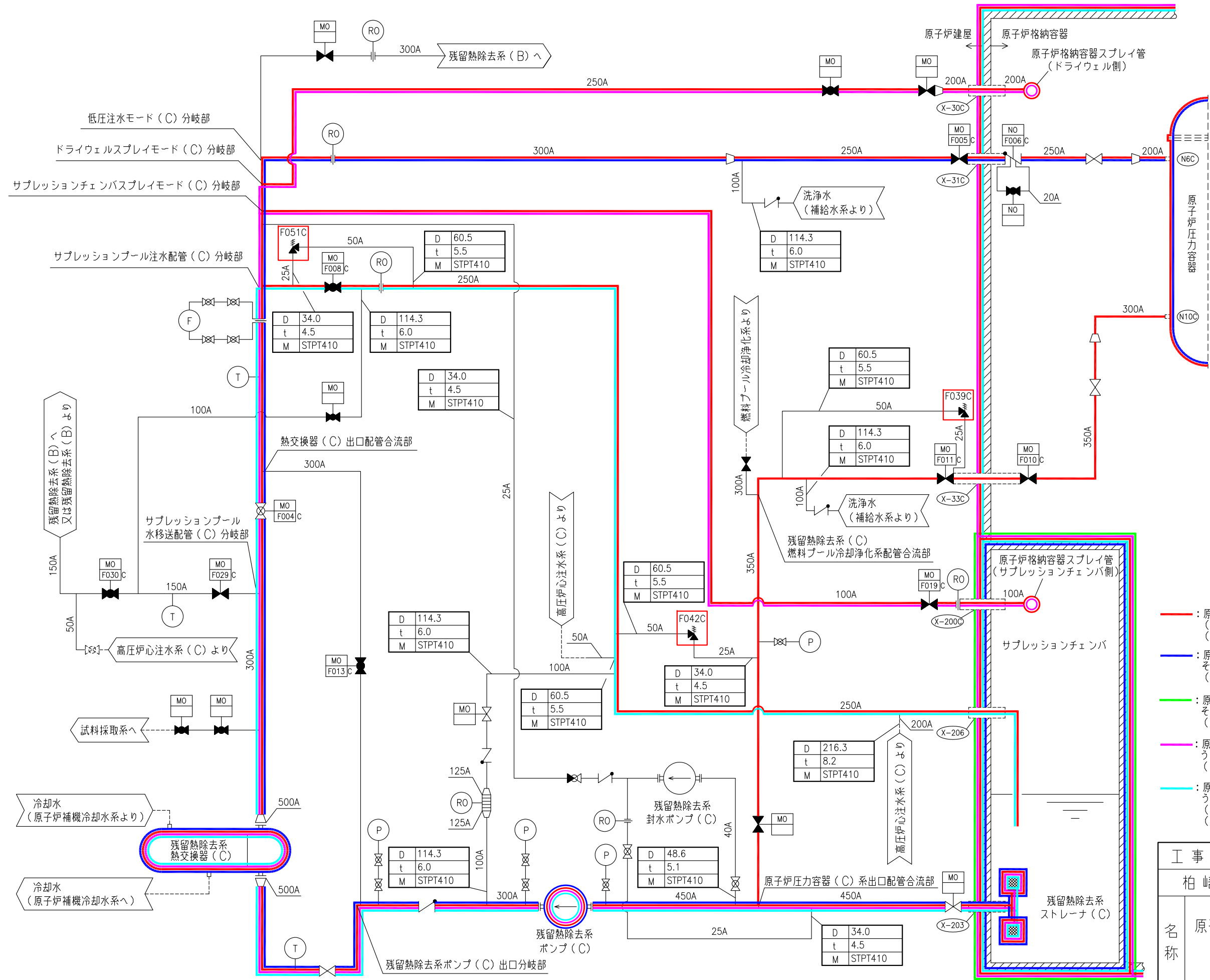
- (Red line) : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系) (当該設備の申請範囲)
- (Blue line) : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備 其他原子炉注水設備 (低压注水系) (兼用範囲)
- (Green line) : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備 其他原子炉注水設備 (低压代替注水系) (兼用範囲)
- (Magenta line) : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備 其他原子炉注水設備 (水の供給設備) (兼用範囲)
- (Cyan line) : 原子炉格納施設のうち圧力低減設備 其他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備 (格納容器スプレイ冷却系) (兼用範囲)
- (Orange line) : 原子炉格納施設のうち圧力低減設備 其他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備 (サブプレッションチェンバプール冷却系) (兼用範囲)
- (Pink line) : 原子炉格納施設のうち圧力低減設備 其他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備 (代替格納容器スプレイ冷却系) (兼用範囲)
- (Purple line) : 原子炉格納施設のうち圧力低減設備 其他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備 (代替循環冷却系) (兼用範囲)
- (Teal line) : 原子炉格納施設のうち圧力低減設備 其他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備 (低压代替注水系) (兼用範囲)

工事計画認可申請 第4-2-1-3-5 図

柏崎刈羽原子力発電所 第7号機

名称 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)の系統図 (その5) (重大事故等対処設備)

東京電力ホールディングス株式会社

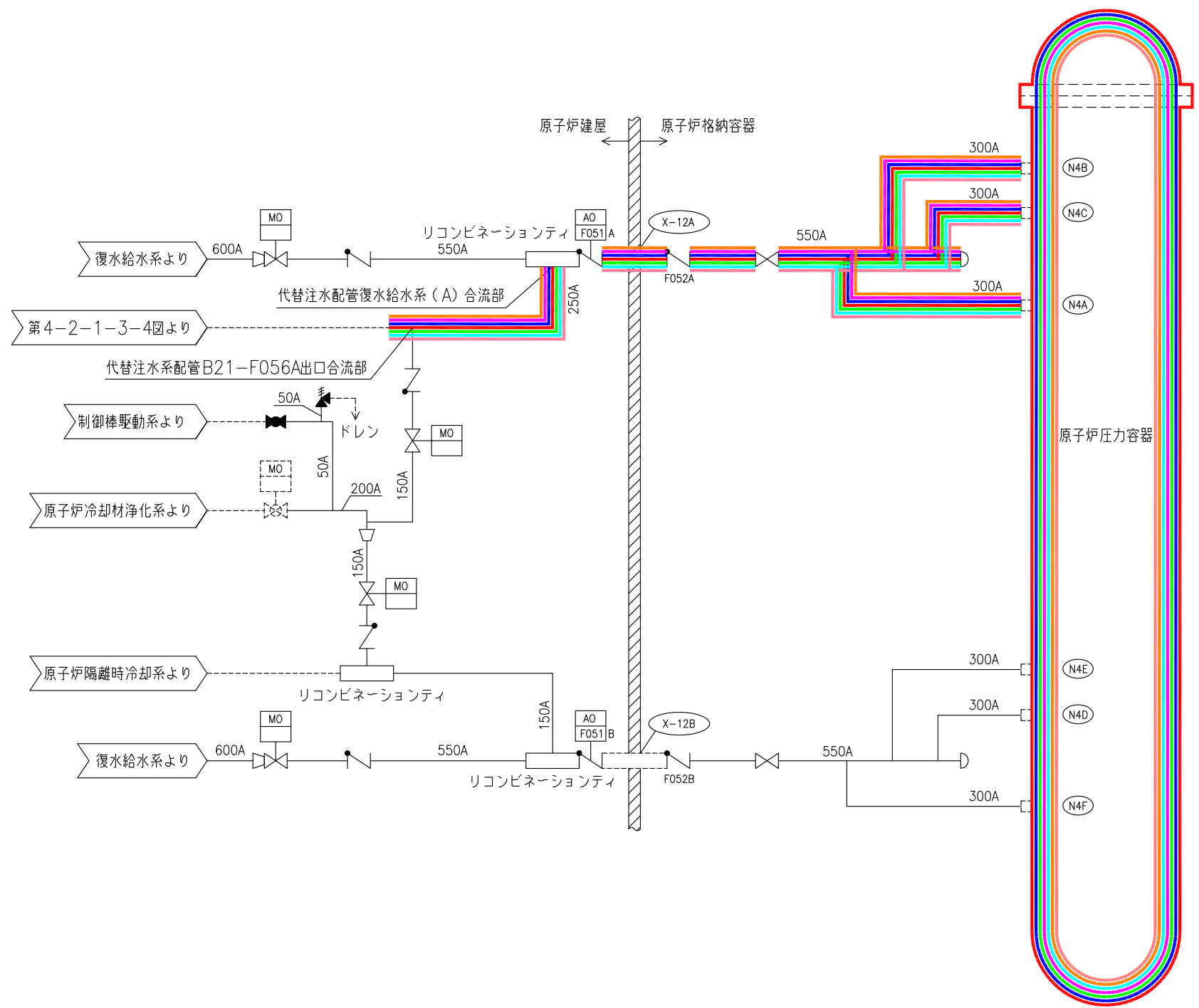


備考	
D	外径mm
t	厚さmm
M	材料

- (Red line) : 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) (当該設備の申請範囲)
- (Blue line) : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備 其他原子炉注水設備 (低圧注水系) (兼用範囲)
- (Green line) : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備 其他原子炉注水設備 (水の供給設備) (兼用範囲)
- (Magenta line) : 原子炉格納施設のうち圧力低減設備 其他の安全設備のうち 原子炉格納容器安全設備 (格納容器スプレイ冷却系) (兼用範囲)
- (Cyan line) : 原子炉格納施設のうち圧力低減設備 其他の安全設備のうち 原子炉格納容器安全設備 (サブプレッションチェンバプール冷却系) (兼用範囲)

工事計画認可申請	第4-2-1-3-6 図
柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	
名称	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)の系統図 (その6) (重大事故等対処設備)

東京電力ホールディングス株式会社



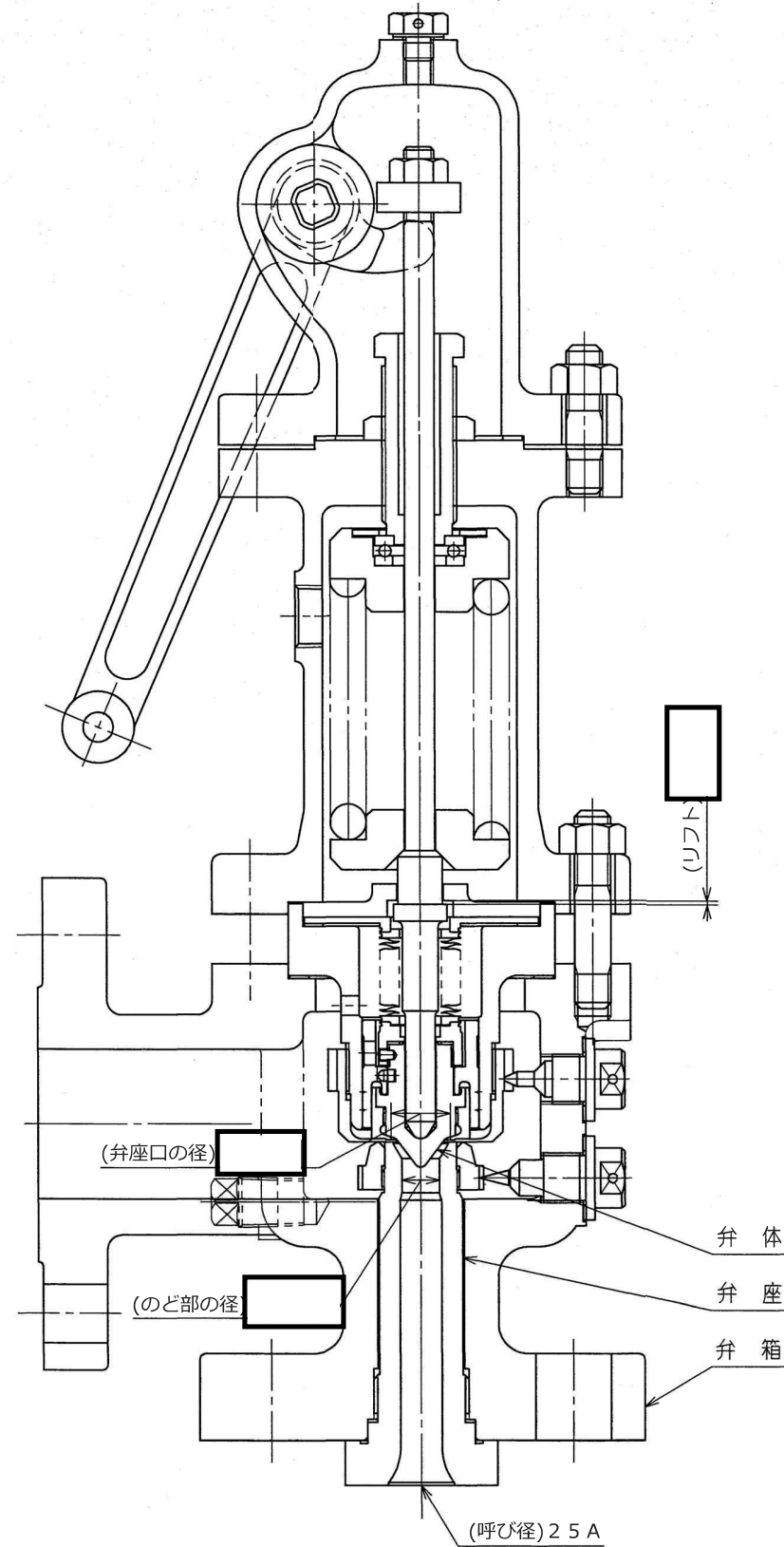
- 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系) (当該設備の申請範囲)
- 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (高压代替注水系) (兼用範囲)
- 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低压注水系) (兼用範囲)
- 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低压代替注水系) (兼用範囲)
- 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備 (代替循環冷却系) (兼用範囲)
- 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備 (高压代替注水系) (兼用範囲)
- 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備 (低压代替注水系) (兼用範囲)

工事計画認可申請 第4-2-1-3-7 図

柏崎刈羽原子力発電所 第7号機

名称 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) の系統図 (その7) (復水給水系) (重大事故等対処設備)

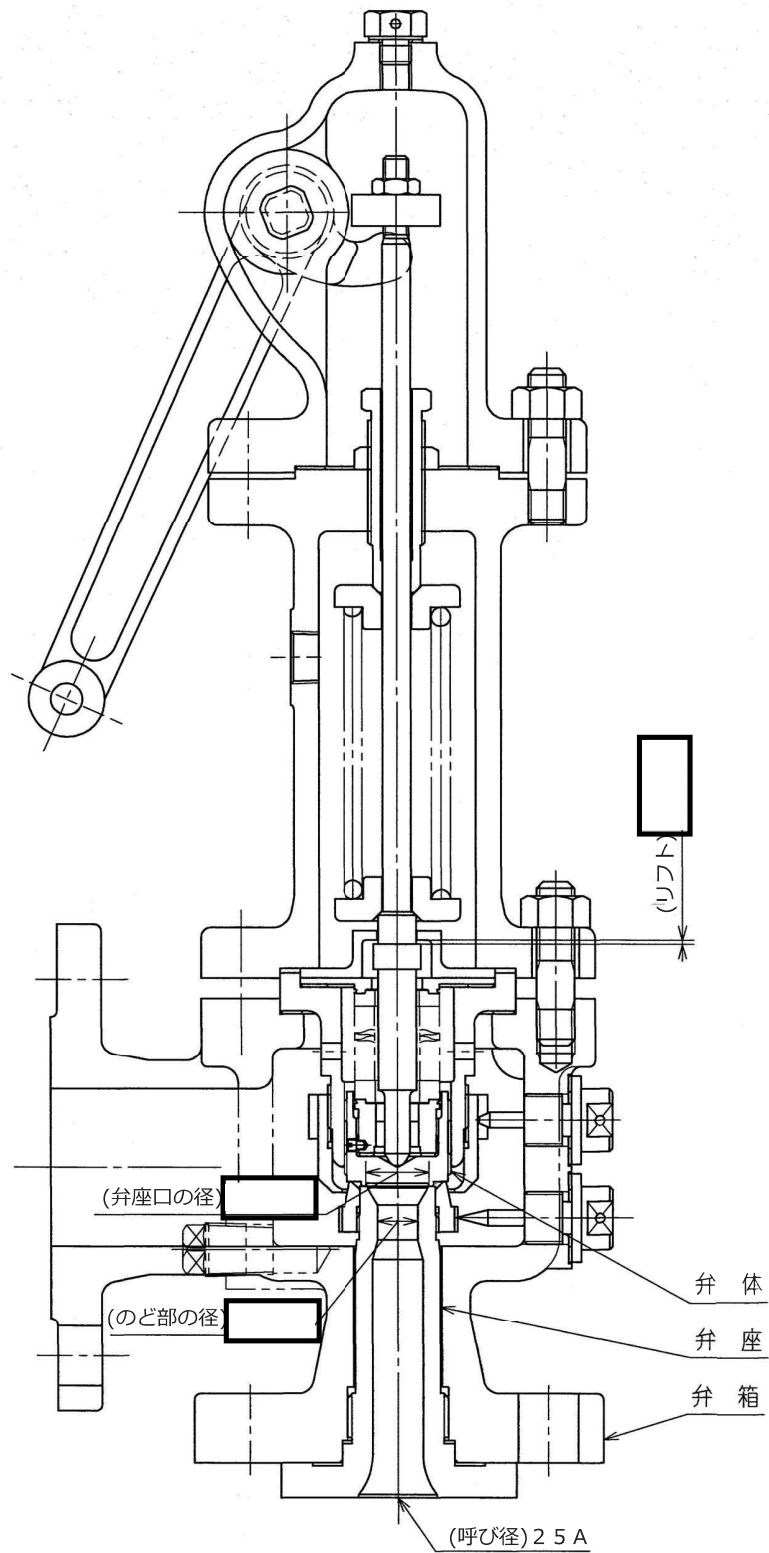
東京電力ホールディングス株式会社



注1：寸法はmmを示す。

注2：特記なき寸法は公称値を示す。

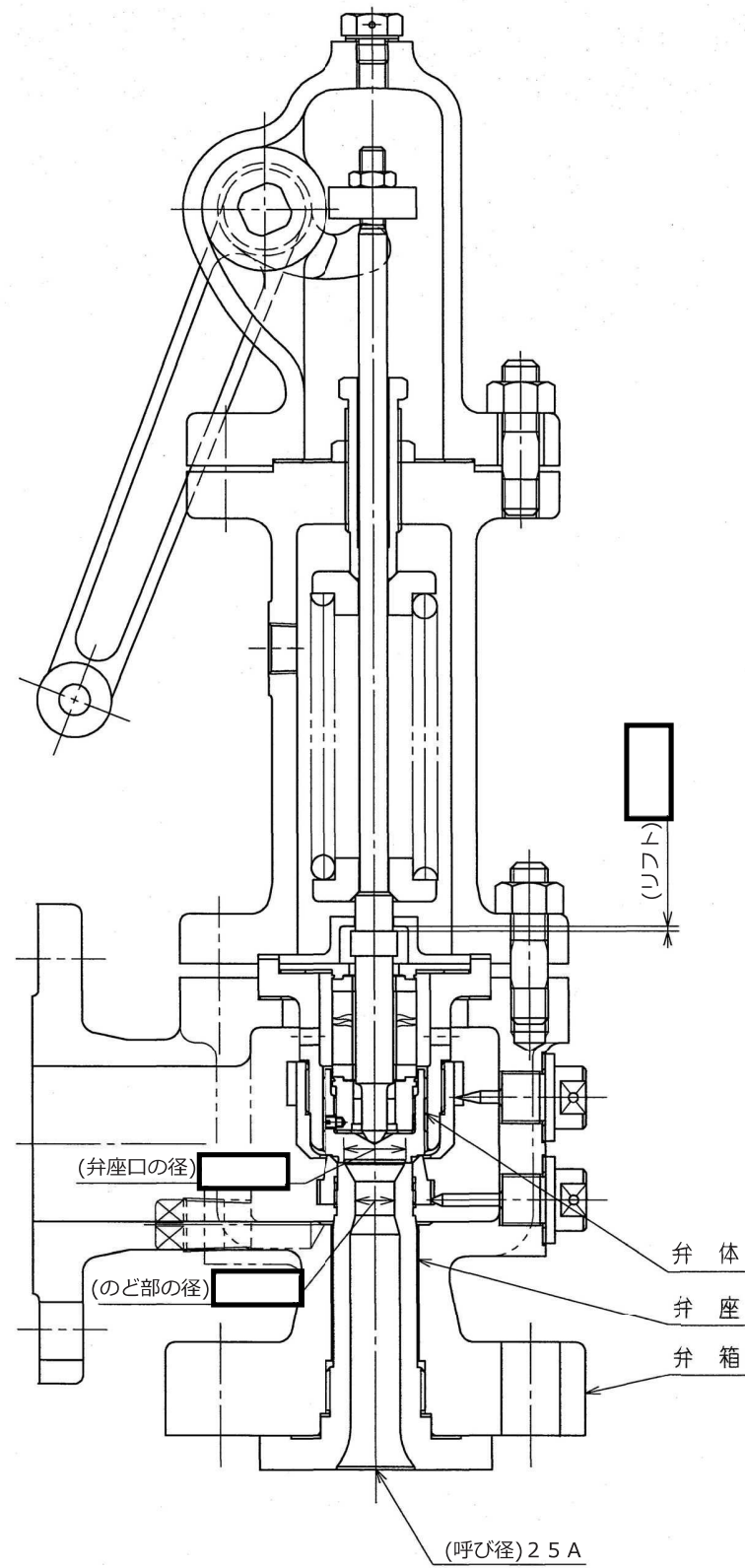
工事計画認可申請	第4-2-1-4-1図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉冷却系統施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系）の 構造図 E11-F039A, B, C
東京電力ホールディングス株式会社	
RHR	N3-002-386 9206



注1：寸法はmmを示す。

注2：特記なき寸法は公称値を示す。

工事計画認可申請	第4-2-1-4-2図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	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）の 構造図 E11-F042A, B, C
東京電力ホールディングス株式会社	
RHR	N3-002-387 9206



注1：寸法はmmを示す。

注2：特記なき寸法は公称値を示す。

工事計画認可申請	第4-2-1-4-3図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	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）の 構造図 E11-F051A, B, C
東京電力ホールディングス株式会社	
RHR	N3-002-388 9206