

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-1-011-14 改0
提出年月日	2020年4月16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  
原子炉補機冷却設備  
(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)

(添付書類)

2020年4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

### 4.5.1 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系

- ・第 4-5-1-1-1 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）に係る機器の配置を明示した図面（その 1）
- ・第 4-5-1-1-2 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）に係る機器の配置を明示した図面（その 2）
- ・第 4-5-1-1-3 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）に係る機器の配置を明示した図面（その 3）
- ・第 4-5-1-2-1 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 1）
- ・第 4-5-1-2-2 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 2）
- ・第 4-5-1-2-3 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 3）
- ・第 4-5-1-2-4 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 4）
- ・第 4-5-1-2-5 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 5）
- ・第 4-5-1-2-6 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 6）
- ・第 4-5-1-2-7 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 7）
- ・第 4-5-1-2-8 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 8）
- ・第 4-5-1-2-9 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 9）
- ・第 4-5-1-2-10 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 10）
- ・第 4-5-1-2-11 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 11）
- ・第 4-5-1-2-12 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 12）
- ・第 4-5-1-2-13 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 13）



及び原子炉補機冷却海水系)の系統図(その2)(設計基準対象施設)

- ・第4-5-1-3-3 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)の系統図(その3)(設計基準対象施設)
- ・第4-5-1-3-4 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)の系統図(その4)(設計基準対象施設)
- ・第4-5-1-3-5 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)の系統図(その5)(設計基準対象施設)
- ・第4-5-1-3-6 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)の系統図(その6)(設計基準対象施設)
- ・第4-5-1-3-7 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)の系統図(その7)(重大事故等対処設備)
- ・第4-5-1-3-8 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)の系統図(その8)(重大事故等対処設備)
- ・第4-5-1-3-9 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)の系統図(その9)(重大事故等対処設備)
- ・第4-5-1-3-10 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)の系統図(その10)(重大事故等対処設備)
- ・第4-5-1-3-11 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)の系統図(その11)(重大事故等対処設備)
- ・第4-5-1-3-12 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)の系統図(その12)(重大事故等対処設備)
- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)の構造図 原子炉補機冷却水系熱交換器(その1)  
【平成4年10月13日付け4資庁第8733号にて認可された工事計画の第3-2-8 図「原子炉補機冷却水系熱交換器構造図(その1)」による。】
- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)の構造図 原子炉補機冷却水系熱交換器(その2)  
【平成4年10月13日付け4資庁第8733号にて認可された工事計画の第3-2-9 図「原子炉補機冷却水系熱交換器構造図(その2)」による。】
- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)の構造図 原子炉補機冷却水ポンプ(その1)  
【平成4年10月13日付け4資庁第8733号にて認可された工事計画の第3-2-10 図「原子炉補機冷却水ポンプ構造図(その1)」による。】
- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)の構造図 原子炉補機冷却水ポンプ(その2)  
【平成4年10月13日付け4資庁第8733号にて認可された工事計画の第3-2-11 図「原子炉補機冷却水ポンプ構造図(その2)」による。】
- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)の構造図 原子炉補機冷却海水ポンプ

【平成4年10月13日付け4資庁第8733号にて認可された工事計画の第3-2-12図「原子炉補機冷却海水ポンプ構造図」による。】

- 第4-5-1-4-1図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）の構造図 原子炉補機冷却水系サージタンク
- 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）の構造図 原子炉補機冷却海水系ストレーナ

【平成4年10月13日付け4資庁第8733号にて認可された工事計画の第3-2-13図「原子炉補機冷却海水系ストレーナ構造図」による。】

6. 原子炉補機冷却設備

6.1 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系

6.1.1 熱交換器

名 称		原子炉補機冷却水系熱交換器
容 量 (設計熱交換量)	MW/個	□以上(17.4)
最高使用圧力	MPa	管側 0.78/胴側 1.37
最高使用温度	℃	管側 50/胴側 70
伝 熱 面 積	m <sup>2</sup> /個	□以上(□)
個 数	—	4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設計基準対象施設 原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (D)は, 設計基準対象施設として残留熱除去系熱交換器(A), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A), 非常用ディーゼル発電設備(A)等を冷却する原子炉補機冷却水を海水で冷却するために設置する。</li> <li>原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (E)は, 設計基準対象施設として残留熱除去系熱交換器(B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B), 非常用ディーゼル発電設備(B)等を冷却する原子炉補機冷却水を海水で冷却するために設置する。</li> <li>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原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (B), (D), (E)は, 以下の機能を有する。</li> </ul> <p>原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (D)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, 最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は, 想定される重大事故等時において, 原子炉補機冷却海水ポンプ(A), (D)により海水を原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (D)へ供給するとともに, 原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)により原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (D)にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A), 非常用ディーゼル発電設備(A)等へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。</p> <p>原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (E)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, 最終ヒートシンクへ熱を輸送す</p>		

るために設置する。

系統構成は、想定される重大事故等時において、原子炉補機冷却海水ポンプ(B), (E)により海水を原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (E)へ供給するとともに、原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)により原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (E)にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B), 非常用ディーゼル発電設備(B)等へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（代替原子炉補機冷却系）として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (D)は、以下の機能を有する。

原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (D)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、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための流路として設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器に海水を供給するとともに、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプにより熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (D)を經由し供給することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

## 1. 容量（設計熱交換量）

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (B), (D), (E)の容量（設計熱交換量）は、定格出力運転時に原子炉補機冷却海水温度30℃において35℃の原子炉補機冷却水を供給可能な容量とし、定格出力運転時における原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (B), (D), (E) 1個当たりの必要容量は  MWであることから、これを上回る容量（設計熱交換量）として、 MW/個以上とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (B), (D), (E)の重大事故等時における容量（設計熱交換量）は、重大事故等時も原子炉補機冷却海水温度30℃において35℃の原子炉補機冷却水を供給できることを確認していることから設計基準対象施設と同仕様で設計し、 MW/個以上とする。

公称値については、 17.4MW/個とする。

## 2. 最高使用圧力

### 2.1 最高使用圧力（管側） 0.78MPa

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (B), (D), (E)（管側）の

最高使用圧力は、主配管「原子炉補機冷却海水系ストレーナ～原子炉補機冷却水系熱交換器」の最高使用圧力と同じ0.78MPaとする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (B), (D), (E) (管側) 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、0.78MPaとする。

## 2.2 最高使用圧力 (胴側) 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (B), (D), (E) (胴側) の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水ポンプ(A), (B), (D), (E) の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (D) (胴側) を重大事故等時において使用する場合は、原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D) の重大事故等時における使用圧力1.37MPa及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの重大事故等時における使用圧力1.37MPaと同じ1.37MPaとする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (E) (胴側) 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、1.37MPaとする。

## 3. 最高使用温度

### 3.1 最高使用温度 (管側) 50℃

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (B), (D), (E) (管側) の最高使用温度は、主配管「原子炉補機冷却海水系ストレーナ～原子炉補機冷却水系熱交換器」の最高使用温度と同じ50℃とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (B), (D), (E) (管側) 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、50℃とする。

### 3.2 最高使用温度 (胴側) 70℃

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (B), (D), (E) (胴側) の最高使用温度は、原子炉補機冷却水の供給温度35℃に負荷である残留熱除去系熱交換器での熱交換後の最大上昇温度である□℃を考慮した□℃を上回る70℃とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (D) (胴側) 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、70℃とする。



また、原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (D) (胴側) を重大事故等時において流路として使用する場合は、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの最高使用温度と同じ70℃とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (E) (胴側) 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、70℃とする。

#### 4. 伝熱面積

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (B), (D), (E)の伝熱面積は、容量(設計熱交換量) 17.4MWを満足するために必要な最小伝熱面積を基に設定する。

原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (B), (D), (E)の伝熱面積は、メーカーの設計段階にて確認している必要な最小伝熱面積が  m<sup>2</sup>であることから、これを上回る伝熱面積として、 m<sup>2</sup>/個以上とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (B), (D), (E)を重大事故等時において使用する場合は伝熱面積は、重大事故等時の容量が設計基準対象施設の容量と同仕様であるため、設計基準対象施設として使用する伝熱面積と変わらない。

以上より、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m<sup>2</sup>/個以上とする。

公称値については、要求される伝熱面積を上回る m<sup>2</sup>/個とする。

#### 5. 個数

原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (B), (D), (E)は、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器等へ供給するために必要な個数である4個設置する。

原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (B), (D), (E)は、設計基準対象施設として4個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称		原子炉補機冷却水系熱交換器
容 量 (設計熱交換量)	MW/個	□以上(16.3)
最高使用圧力	MPa	管側 0.78/胴側 1.37
最高使用温度	℃	管側 50/胴側 70
伝 熱 面 積	m <sup>2</sup> /個	□以上(□)
個 数	—	2
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設 原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)は, 設計基準対象施設として残留熱除去系熱交換器(C), 非常用ディーゼル発電設備(C)を冷却する原子炉補機冷却水を海水で冷却するために設置する。</li> <li>・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原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)は, 以下の機能を有する。  原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)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, 最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。  系統構成は, 想定される重大事故等時において, 原子炉補機冷却海水ポンプ(C), (F)により海水を原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)へ供給するとともに, 原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)により原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(C), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(C), 非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。</li> </ul> <p>1. 容量(設計熱交換量)</p> <p>設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)の容量(設計熱交換量)は, 定格出力運転時に原子炉補機冷却海水温度 30℃において 35℃の原子炉補機冷却水を供給可能な容量とし, 定格出力運転時における原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)1 個当たりの必要容量は□ MW であることから, これを上回る容量(設計熱交換量)として, □ MW/個以上とする。</p> <p>原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)の重大事故等時における容量(設計熱交換量)は, 重大事故等時も原子炉補機冷却海水温度 30℃において 35℃の原子炉補機冷却水を供給できることを確認していることから設計基準対象施設と同仕様で設計し, □ MW/個以上とする。</p>		

公称値については、 16.3MW/個とする。

## 2. 最高使用圧力

### 2.1 最高使用圧力（管側） 0.78MPa

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)（管側）の最高使用圧力は、主配管「原子炉補機冷却海水系ストレーナ～原子炉補機冷却水系熱交換器」の最高使用圧力と同じ0.78MPaとする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)（管側）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、0.78MPaとする。

### 2.2 最高使用圧力（胴側） 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)（胴側）の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)（胴側）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。

## 3. 最高使用温度

### 3.1 最高使用温度（管側） 50℃

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)（管側）の最高使用温度は、主配管「原子炉補機冷却海水系ストレーナ～原子炉補機冷却水系熱交換器」の最高使用温度と同じ50℃とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)（管側）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、50℃とする。

### 3.2 最高使用温度（胴側） 70℃

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)（胴側）の最高使用温度は、原子炉補機冷却水の供給温度35℃に負荷である残留熱除去系熱交換器での熱交換後の最大上昇温度である℃を考慮した℃を上回る70℃とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)（胴側）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、

70℃とする。

#### 4. 伝熱面積

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)の伝熱面積は、容量(設計熱交換量) 16.3MW を満足するために必要な最小伝熱面積を基に設定する。

原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)の伝熱面積は、メーカーの設計段階にて確認している必要な最小伝熱面積が  m<sup>2</sup> であることから、これを上回る伝熱面積として、 m<sup>2</sup>/個以上とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)を重大事故等時において使用する場合の伝熱面積は、重大事故等時の容量が設計基準対象施設の容量と同仕様であるため、設計基準対象施設として使用する伝熱面積と変わらない。

以上より、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m<sup>2</sup>/個以上とする。

公称値については、要求される伝熱面積を上回る m<sup>2</sup>/個とする。

#### 5. 個数

原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)は、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器等へ供給するために必要な個数である2個設置する。

原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)は、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

6.1.2 ポンプ

名 称		原子炉補機冷却水ポンプ	
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	□以上(1300)	
揚 程	m	□以上(58)	
最高使用圧力	MPa	1.37	
最高使用温度	℃	70	
原 動 機 出 力	kW/個	370	
個 数	—	4	
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設</li> </ul> <p>原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)は, 設計基準対象施設として原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A), 非常用ディーゼル発電設備(A)等の原子炉補機へ供給するために設置する。</p> <p>原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)は, 設計基準対象施設として原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B), 非常用ディーゼル発電設備(B)等の原子炉補機へ供給するために設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重大事故等対処設備</li> </ul> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却系統設備(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(A), (B), (D), (E)は, 以下の機能を有する。</p> <p>原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)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, 最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は, 想定される重大事故等時において, 原子炉補機冷却海水ポンプ(A), (D)により海水を原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (D)へ供給するとともに, 原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)により原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (D)にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A), 非常用ディーゼル発電設備(A)等へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。</p> <p>原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)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, 最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p>			

系統構成は、想定される重大事故等時において、原子炉補機冷却海水ポンプ(B)、(E)により海水を原子炉補機冷却水系熱交換器 (B)、(E)へ供給するとともに、原子炉補機冷却水ポンプ (B)、(E)により原子炉補機冷却水系熱交換器 (B)、(E)にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)、非常用ディーゼル発電設備(B)等へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。

### 1. 容量

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(B)、(D)、(E)の容量は、原子炉補機冷却水ポンプ1個当たりの原子炉補機冷却水流量が最大となる原子炉高温待機時(外部電源喪失時)の原子炉補機冷却水流量である  $1250\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$  を上回る容量として、  $\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$  以上とする。

原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(B)、(D)、(E)を重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、  $\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$  以上とする。

公称値については、  $1300\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$  とする。

### 2. 揚程

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(B)、(D)、(E)の揚程は、圧力損失が最大となる原子炉再循環ポンプ MG セットを冷却する配管ルートで、原子炉補機冷却水ポンプ2個で循環運転したときの機器圧損、配管及び弁類圧損を基に設定する。

機器圧損	約	□	m
配管・弁類圧損	約	□	m
合計			
	約	□	m

以上より、原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(B)、(D)、(E)の揚程は、 m 以上とする。

原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(B)、(D)、(E)を重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m 以上とする。

公称値については、要求される揚程を上回る 58m とする。

### 3. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(B)、(D)、(E)の最高使用圧力

は、静水頭  MPa と原子炉補機冷却水ポンプの締切運転時の揚程  MPa の合計が  MPa となることから、これを上回る圧力とし、1.37MPa とする。

原子炉補機冷却水ポンプ(A), (B), (D), (E)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、1.37MPa 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原子炉補機冷却水ポンプ(A), (B), (D), (E)の最高使用温度は、原子炉補機冷却水の供給温度 35℃に負荷である残留熱除去系熱交換器(A), (B)での熱交換後の最大上昇温度である ℃を考慮した ℃を上回る 70℃とする。

原子炉補機冷却水ポンプ(A), (B), (D), (E)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、70℃とする。

5. 原動機出力

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(A), (B), (D), (E)の原動機出力は、定格流量点での軸動力を基に設定する。

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

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

(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<sub>w</sub> : 水動力(kW)

ρ : 密度(kg/m<sup>3</sup>) = 1000

g : 重力加速度(m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

Q : 容量(m<sup>3</sup>/s) = 1300/3600

H : 揚程(m) = 58

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1300}{3600}\right) \times 58}{\square / 100} = \square \div \square \text{ kW}$$

上記より、原子炉補機冷却水ポンプ(A), (B), (D), (E)の原動機出力は必要軸動力  $\square$  kW を上回る出力とし、370kW/個とする。

原子炉補機冷却水ポンプ(A), (B), (D), (E)を重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、設計基準対象施設として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、370kW/個とする。

#### 6. 個数

原子炉補機冷却水ポンプ(A), (B), (D), (E) (原動機含む。)は、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器等へ供給するために必要な個数である各系列 ((A), (D) 及び(B), (E)がそれぞれ1系列) に2個とし、合計4個設置する。

原子炉補機冷却水ポンプ(A), (B), (D), (E) (原動機含む。)は、設計基準対象施設として4個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。



名 称		原子炉補機冷却水ポンプ	
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	<input type="text"/>	以上(800)
揚 程	m	<input type="text"/>	以上(40)
最高使用圧力	MPa	1.37	
最高使用温度	℃	70	
原 動 機 出 力	kW/個	150	
個 数	—	2	

**【設 定 根 拠】**

(概要)

・設計基準対象施設

原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)は、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(C)、非常用ディーゼル発電設備(C)の原子炉補機へ供給するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)は、以下の機能を有する。

原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)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、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、想定される重大事故等時において、原子炉補機冷却海水ポンプ(C), (F)により海水を原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)へ供給するとともに、原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)により原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(C)、非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。

1. 容量

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)の容量は、原子炉補機冷却水ポンプ1個当たりの原子炉補機冷却水流量が最大となる原子炉停止時冷却時の原子炉補機冷却水流量である m<sup>3</sup>/h/個を考慮し、 m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)を重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

公称値については、 800m<sup>3</sup>/h/個とする。

## 2. 揚程

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)の揚程は、圧力損失が最大となる非常用ディーゼル発電機を冷却する配管ルートで、原子炉補機冷却水ポンプ2個で循環運転したときの機器圧損、配管及び弁類圧損を基に設定する。

機器圧損	約	□	m
配管・弁類圧損	約	□	m
合計 約 <span style="border: 1px solid black; width: 30px; text-align: center;">□</span> m			

以上より、原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)の揚程は、□ m以上とする。

原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)を重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、□ m以上とする。

公称値については、要求される揚程を上回る40mとする。

## 3. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)の最高使用圧力は、静水頭□ MPaと原子炉補機冷却水ポンプの締切運転時の揚程□ MPaの合計が□ MPaとなることから、これを上回る圧力とし、1.37MPaとする。

原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)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。

## 4. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)の最高使用温度は、原子炉補機冷却水の供給温度35℃に負荷である残留熱除去系熱交換器での熱交換後の最大上昇温度である□℃を考慮した□℃を上回る70℃とする。

原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)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、70℃とする。

## 5. 原動機出力

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)の原動機出力は、定格流量点での軸動力を基に設定する。

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

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

(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<sub>w</sub> : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1000

g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

Q : 容量 (m<sup>3</sup>/s) = 800/3600

H : 揚程 (m) = 40

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{800}{3600}\right) \times 40}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記より，原子炉補機冷却水ポンプ(C)，(F) の原動機出力は必要軸動力  kW を上回る出力とし，150 kW/個とする。

原子炉補機冷却水ポンプ(C)，(F)を重大事故等時において使用する場合の原動機出力は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計し，150kW/個とする。

#### 6. 個数

原子炉補機冷却水ポンプ(C)，(F) (原動機含む。) は，設計基準対象施設として原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器等へ供給するために必要な個数である 1 系列 ((C)，(F)が 1 系列) に 2 個設置する。

原子炉補機冷却水ポンプ(C)，(F) (原動機含む。) は，設計基準対象施設として 2 個を重大事故等対処設備として使用する。

名 称		原子炉補機冷却海水ポンプ	
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	□以上(1800)	
揚 程	m	□以上(35)	
最高使用圧力	MPa	0.78	
最高使用温度	℃	50	
原 動 機 出 力	kW/個	280	
個 数	—	6	

**【設 定 根 拠】**

(概要)

・設計基準対象施設

原子炉補機冷却海水ポンプは、設計基準対象施設として取水槽から海水を揚水し、これを原子炉補機冷却水系熱交換器に供給するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）として使用する原子炉補機冷却海水ポンプは、以下の機能を有する。

原子炉補機冷却海水ポンプは、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、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、想定される重大事故等時において、原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ供給するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器、燃料プール冷却浄化系熱交換器、非常用ディーゼル発電設備等へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。

1. 容量

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却海水ポンプの容量は、原子炉補機冷却系熱交換器に供給する海水流量を基に設定する。1 個当たりの海水流量が最大となる通常運転時及び事故時の海水流量である □ m<sup>3</sup>/h/個を考慮し、 □ m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

原子炉補機冷却海水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であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 □ m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

公称値については、 □ 1800m<sup>3</sup>/h/個とする。

## 2. 揚程

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却海水ポンプの揚程は、下記を考慮する。

静水頭	約	<input type="text"/>	m
機器圧損	約	<input type="text"/>	m
配管・弁類圧損	約	<input type="text"/>	m
-----			
合計	約	<input type="text"/>	m

以上より、原子炉補機冷却海水ポンプの揚程は、約  m を上回る  m 以上とする。

原子炉補機冷却海水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であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m 以上とする。

公称値については、要求される揚程を上回る 35m とする。

## 3. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用圧力は、静水頭  MPa と原子炉補機冷却海水ポンプの締切運転時の揚程  MPa の合計が 0.78 MPa となることから、これと同じ圧力とし、0.78MPa とする。

原子炉補機冷却海水ポンプ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、0.78MPa 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原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用温度は、設計海水温度 (30℃) において、最大熱負荷 (LOCA 時) を考慮した原子炉補機冷却水系熱交換器出口最高温度 (約  ℃) を上回る 50℃ に設定する。

以上より、原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用温度は 50℃ とする。

原子炉補機冷却海水ポンプ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、50℃ とする。

## 5. 原動機出力

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却海水ポンプの原動機出力は、原子炉補機冷却海水ポンプの定格流量点での軸動力を基に設定する。

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

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

(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<sub>w</sub> : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1026 (3.6°C, 海水)

g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

Q : 容量 (m<sup>3</sup>/s) = 1800/3600

H : 揚程 (m) = 35

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記より、原子炉補機冷却海水ポンプの原動機出力は必要軸動力  kW を上回る 280kW/個とする。

原子炉補機冷却海水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、280kW/個とする。

## 6. 個数

原子炉補機冷却海水ポンプ (原動機含む。) は、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水系熱交換器へ海水を供給するために必要な個数である各系列に 2 個とし、合計 6 個設置する。

原子炉補機冷却海水ポンプ (原動機含む。) 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。

6.1.3 容器

名 称		原子炉補機冷却水系サージタンク	
容 量	m <sup>3</sup>		(16)
最高使用圧力	MPa	静水頭	
最高使用温度	℃	70	
個 数	—	3	
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>原子炉補機冷却水系サージタンクは、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水の温度変化に伴う体積膨張分の吸収、各部からの漏えい冷却水の補給及び原子炉補機冷却水ポンプ押込圧力の確保のために設置する。</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）として使用する原子炉補機冷却水系サージタンクは、以下の機能を有する。</p> <p>原子炉補機冷却水系サージタンクは、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、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、想定される重大事故等時において、原子炉補機冷却水系サージタンクにより系統内の水張り及び原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保し、原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ供給するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器、燃料プール冷却浄化系熱交換器、非常用ディーゼル発電設備等へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。</p> <p>原子炉補機冷却水系サージタンクは、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、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により、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、サプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、原子炉補機冷却水系サージタンクにより系統内の水張り及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保するとともに、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器に海水を供給することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p>			

原子炉補機冷却水系サージタンクは、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、使用済燃料貯蔵プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するために、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、原子炉補機冷却水系サージタンクにより系統内の水張り及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保するとともに、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器に海水を供給することで、燃料プール冷却浄化系の熱交換器等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機冷却水系サージタンクは、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、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、原子炉補機冷却水系サージタンクにより系統内の水張り及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保するとともに、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器に海水を供給することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

## 1. 容量

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系サージタンクの容量は、温度変化に伴う体積膨張分を吸収するために必要な量  m<sup>3</sup>、系外への漏えい時に補給再開まで余裕を確保するための量  m<sup>3</sup>、補給水止め弁開失敗検出のための余裕量  m<sup>3</sup>、補給水止め弁開失敗時の対処のための量  m<sup>3</sup>、原子炉補機冷却水系常用系配管の破断から遮断弁全閉までの系外漏洩水量に余裕を見込んだ量  m<sup>3</sup> 及び上記を足し合わせた水位からオーバーフローまでの余裕量  m<sup>3</sup> を考慮し、 m<sup>3</sup> とする。

原子炉補機冷却水系サージタンクを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m<sup>3</sup> とする。

公称値については、要求される容量を上回る 16m<sup>3</sup> とする。

## 2. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系サージタンクの最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系サージタンクが開放型タンクであることから、静水頭とする。



原子炉補機冷却水系サージタンクを重大事故等時において使用する場合は、原子炉補機冷却水系サージタンクが開放型タンクであることから、静水頭とする。

### 3. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系サージタンクの最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器（胴側）の最高使用温度と同じ70℃とする。

原子炉補機冷却水系サージタンク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「原子炉補機冷却系サージタンク(A)～原子炉補機冷却系サージタンク(A)出口配管合流部」，「原子炉補機冷却系サージタンク(B)～原子炉補機冷却系サージタンク(B)出口配管合流部」及び「原子炉補機冷却系サージタンク(C)～原子炉補機冷却系サージタンク(C)出口配管合流部」の使用温度と同じ70℃とする。

### 4. 個数

原子炉補機冷却水系サージタンクは、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水の温度変化に伴う膨張を吸収するために必要な個数である各系列に1個、合計3個設置する。

原子炉補機冷却水系サージタンクは、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。

6.1.4 ろ過装置

名 称		原子炉補機冷却海水系ストレーナ	
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	□以上(1800)	
最高使用圧力	MPa	0.78	
最高使用温度	℃	50	
個 数	—	6	
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>原子炉補機冷却海水系ストレーナは、設計基準対象施設として海水に含まれる異物を除去することによって、下流に設置されている原子炉補機冷却水系熱交換器の性能低下を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等時に原子炉系冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）として使用する原子炉補機冷却海水系ストレーナは、以下の機能を有する。</p> <p>原子炉補機冷却海水系ストレーナは、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、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、想定される重大事故等時において、原子炉補機冷却海水ポンプにより原子炉補機冷却海水系ストレーナを経由し、海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ供給するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器、燃料プール冷却浄化系熱交換器、非常用ディーゼル発電設備等へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却海水系ストレーナの容量は、原子炉補機冷却海水ポンプの容量と同じ□m<sup>3</sup>/h/個以上とする。</p> <p>原子炉補機冷却海水系ストレーナを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、□m<sup>3</sup>/h/個以上とする。</p> <p>公称値については□1800 m<sup>3</sup>/h/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却海水系ストレーナの最高使用圧力は、原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用圧力と同じ、0.78MPaとする。</p>			

原子炉補機冷却海水系ストレーナ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、0.78MPaとする。

### 3. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却海水系ストレーナの最高使用温度は、原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用温度と同じ50℃とする。

原子炉補機冷却海水系ストレーナ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、50℃とする。

### 4. 個数

原子炉補機冷却海水系ストレーナは、設計基準対象施設として海水中に含まれる固形物を除去するために必要な個数として各系列に2個とし、合計6個設置する。

重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水系ストレーナは、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。

### 6.1.5 主配管

名 称		原子炉補機冷却水ポンプ(A) ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	318.5, 457.2, 609.6
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水ポンプ(A)と原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A)より原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)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、原子炉補機冷却水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補機冷却水ポンプ使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 318.5mm, 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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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, 457.2mmとする。</p>		

### 3.2 外径 609.6mm

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、600Aの管台と接続するため、接続する管台の外径と同じとし、609.6mmとする。

名 称		原子炉補機冷却水ポンプ(D) ～ 代替原子炉補機冷却系配管(A)合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	318.5, 457.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水ポンプ(D)と代替原子炉補機冷却系配管(A)合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(D)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(D)より原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)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、原子炉補機冷却水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補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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, 457.2mmとする。</p>		

名 称		代替原子炉補機冷却系配管(A)合流部 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	457.2, 216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、代替原子炉補機冷却系配管(A)合流部と原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(D)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(D)より原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給、又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)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、原子炉補機冷却水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補機冷却水ポンプ及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水ポンプ及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃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は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合は流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選定した</p>		

設計基準対象施設と同仕様で設計し、457.2mm 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		原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D) 出口配管合流部 ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (D)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	457.2, 609.6, 466.8, 628.6
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D) 出口配管合流部と原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (D)を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)より原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給、又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)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、原子炉補機冷却水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補機冷却水ポンプ及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水ポンプ及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 457.2mm, 609.6mm</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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した</p>		

設計基準対象施設と同仕様で設計し、457.2mm, 609.6mm とする。

### 3.2 外径 466.8mm, 628.6mm

主管部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, 628.6mm とする。

名 称		原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (D) ～ 残留熱除去系熱交換器(A) 入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	457.2, 609.6, 616.0, 406.4, 466.8, 628.6, 416.0
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (D)と残留熱除去系熱交換器(A) 入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)より原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給、又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径 3.1 外径 457.2mm, 609.6mm, 616.0mm, 406.4mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した</p>		

設計基準対象施設と同仕様で設計し、457.2mm, 609.6mm, 616.0mm, 406.4mm とする。

3.2 外径 466.8mm, 628.6mm

主管部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, 628.6mm とする。

3.3 外径 416.0mm

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、416.0mm とする。

名 称		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)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	406.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系熱交換器(A) 入口配管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、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、406.4mmとする。</p>		

名 称		残留熱除去系熱交換器(A) ～ 残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70, 90
外 径	mm	406.4, 609.6

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、残留熱除去系熱交換器(A)と残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として残留熱除去系熱交換器(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)へ供給するために設置する。

重大事故等対処設備としては、残留熱除去系熱交換器(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプへ供給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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)及び残留熱除去系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPa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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ90℃とする。

3. 外径

3.1 外径 406.4mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、406.4mmとする。

### 3.2 外径 609.6mm

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、600Aの管台と接続するため、接続する管台の外径と同じとし、609.6mmとする。

名 称		残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管合流部 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D) 入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70, 90
外 径	mm	609.6, 628.6, 466.8, 457.2

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管合流部と原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D) 入口配管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熱交換器(A), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) 及び非常用ディーゼル発電設備(A) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D) へ供給するために設置する。

重大事故等対処設備としては、残留熱除去系熱交換器(A), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) 及び非常用ディーゼル発電設備(A) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D) へ供給, 又は残留熱除去系熱交換器(A) 及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) にて熱交換した原子炉補機冷却水を熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプへ供給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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側) の最高使用圧力と同じ 1.37MPa 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、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側) 及び残留熱除去系熱交換器(胴側) の使用圧力と同じ 1.37MPa 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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側) の最高使用温度と同じ 70℃ 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、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(胴側) の使用温度と同じ 90℃ とする。

3. 外径

3.1 外径 609.6mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、609.6mm とする。



3.2 外径 628.6mm

主管部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、628.6mm とする。

3.3 外径 466.8mm

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、466.8mm とする。

3.4 外径 457.2mm

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、450A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、457.2mm とする。

名 称		原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)入口配管分岐部 ～ 代替原子炉補機冷却系配管(A)分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70, 90
外 径	mm	457.2, 216.3

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)入口配管分岐部と代替原子炉補機冷却系配管(A)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熱交換器(A), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)へ供給するために設置する。

重大事故等対処設備としては、残留熱除去系熱交換器(A), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(D)へ供給、又は残留熱除去系熱交換器(A)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプへ供給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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)及び残留熱除去系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPa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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ90℃とする。

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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、457.2mm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		代替原子炉補機冷却系配管(A)分岐部 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(D)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	457.2, 406.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、代替原子炉補機冷却系配管(A)分岐部と原子炉補機冷却水ポンプ(D)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熱交換器(A)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(D)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、残留熱除去系熱交換器(A)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(D)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃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は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合は流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 406.4mm

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、400Aの継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、406.4mmとする。

名 称		原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)入口配管分岐部 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(A)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	609.6, 457.2, 406.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)入口配管分岐部と原子炉補機冷却水ポンプ(A)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熱交換器(A), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、残留熱除去系熱交換器(A), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃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は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合は流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 609.6mm

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、600Aの管台と接続するため、接続する管台の外径と同じとし、609.6mmとする。

3.3 外径 406.4mm

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、400Aの継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、406.4mmとする。

名 称		残留熱除去系熱交換器(A)入口配管分岐部 ~ 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	628.6, 609.6, 416.0, 406.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系熱交換器(A)入口配管分岐部と原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)により原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)より原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給、又は熱交換器ユニット代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 609.6mm</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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、609.6mmとする</p>		



3.2 外径 628.6mm

主管部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、628.6mm とする。

3.3 外径 416.0mm

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、416.0mm とする。

3.4 外径 406.4mm

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、400A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、406.4mm とする。

名 称		原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A) 出口配管合流部 ～ 残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	628.6, 406.4, 416.0, 609.6
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A) 出口配管合流部と残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)へ供給、又は燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水系ポンプの使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 628.6mm</p> <p>主管部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、628.6mmとする。</p>		

3.2 外径 609.6mm

主管部の外径。本主管部を重大事故等時において使用する場合の外径は、600Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、609.6mmとする。

3.3 外径 416.0mm

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、416.0mmとする。

3.4 外径 406.4mm

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、400Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、406.4mmとする。

名 称		原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)入口配管分岐部 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	406.4, 318.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)入口配管分岐部と燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)より原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給、又は熱交換器ユニット代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した設計基</p>		

準対象施設と同仕様で設計し、406.4mm, 318.5mm とする。

K7 ① V-1-1-5-3 R0

名 称		燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) 入口配管分岐部 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	318.5, 216.3

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) 入口配管分岐部と燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)により原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)へ供給するために設置する。

重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)へ供給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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ1.37MPa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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 216.3mm

本配管を重大事故等時において使用する場合は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合は流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選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、216.3mmとする。

### 3.2 外径 318.5mm

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の継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、318.5mmとする。

名 称		燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 406.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) と燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) 出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (A), (D) へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (A), (D) 又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) 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使用圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) 及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用温度と同じ 70℃ 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補機冷却水系熱交換器 (胴側) 及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 216.3mm</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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、216.3mm とする。</p>		



### 3.2 外径 406.4mm

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、400Aの継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、406.4mmとする。

名 称		燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) 出口配管合流部 ～ 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A) 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	406.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) 出口配管合流部と原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A) 出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) 及び非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) 及び非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)へ供給、又は燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、406.4mmとする。</p>		

名 称		燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	318.5, 216.3, 70.1, 77.0
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)より原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 216.3mm</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原子炉補機冷却水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原子炉補機冷却水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選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。</p>		

3.2 外径 318.5mm

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の継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、318.5mmとする。

3.3 外径 70.1mm

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、70.1mmとする。

3.4 外径 77.0mm

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、50Aの管を差込み接続するため、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、77.0mmとする。

名 称		非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管 分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 216.3mm</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原子炉補機冷却水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原子炉補機冷却水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選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。</p>		

### 3.2 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	非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 139.8, 114.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ (A), (D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃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は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水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原子炉補機冷却水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選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mm, 139.8mm, 114.3mmとする。</p>		

名 称		非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	114.3, 139.8, 216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器と非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃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は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合は流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、139.8mm、216.3mmとする。</p>		



名 称		非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 出口配管合流部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管 合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部と非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 216.3mm</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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。</p>		

### 3.2 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		非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 77.0, 70.1
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部と非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 216.3mm</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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。</p>		

### 3.2 外径 77.0mm

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、50A の管を差込み接続するため、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、77.0mm とする。

### 3.3 外径 70.1mm

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、70.1mm とする。

名 称		非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管 分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	60.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃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原子炉補機冷却水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原子炉補機冷却水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選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mmとする。</p>		

名 称		非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管 合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	60.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器と非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃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原子炉補機冷却水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原子炉補機冷却水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選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mmとする。</p>		

名 称		非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃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原子炉補機冷却水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原子炉補機冷却水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		非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器と非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃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原子炉補機冷却水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原子炉補機冷却水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		非常用ディーゼル発電設備 (A) 清水冷却器 ～ 原子炉補機冷却水系サージタンク (A) 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器と原子炉補機冷却水系サージタンク(A)出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。</p>		

名 称	原子炉補機冷却水系サージタンク (A) 出口配管合流部 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) 出口配管合流部	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 406.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水系サージタンク (A) 出口配管合流部と燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) 出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として非常用ディーゼル発電設備 (A) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (A), (D) へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、非常用ディーゼル発電設備 (A) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (A), (D) へ供給するため又は熱交換器ユニット使用時に系統内の水張り及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保するための原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水系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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) 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補機冷却水系熱交換器 (胴側) 及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用温度と同じ 70℃ 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補機冷却水系熱交換器 (胴側) 及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>3. 外径 3.1 外径 406.4mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した</p>		

設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，406.4mm 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		原子炉補機冷却水系サージタンク (A) ～ 原子炉補機冷却水系サージタンク (A) 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	355.6, 406.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水系サージタンク (A) と原子炉補機冷却水系サージタンク (A) 出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水系サージタンク (A) により原子炉補機冷却水の温度変化に伴う体積膨張、各部からの漏えい冷却水の補給及び原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保するための原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水系へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水の温度変化に伴う体積膨張、各部からの漏えい冷却水の補給及び原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保又は熱交換器ユニット使用時に系統内の水張り及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保するための原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水系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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) 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補機冷却水系熱交換器 (胴側) 及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用温度と同じ 70℃ 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補機冷却水系熱交換器 (胴側) 及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>3. 外径 3.1 外径 355.6mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕</p>		

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。

### 3.2 外径 406.4mm

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、400Aの継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、406.4mmとする。

名 称		原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E) ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (E)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	318.5, 457.2, 466.8, 609.6, 628.6
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)と原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (E)を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)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、原子炉補機冷却水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補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 318.5mm, 457.2mm, 609.6mm</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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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, 457.2mm, 609.6mmとする。</p>		

3.2 外径 466.8mm, 628.6mm

主管部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, 628.6mm とする。

名 称		原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (E) ～ 代替原子炉補機冷却系配管(B-2)合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	457.2, 466.8, 609.6, 628.6, 616.0
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (E)と代替原子炉補機冷却系配管(B-2)合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径 3.1 外径 457.2mm, 609.6mm, 616.0mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、457.2mm, 609.6mm, 616.0mmとする。</p>		



3.2 外径 466.8mm

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、466.8mm とする。

3.3 外径 628.6mm

主管部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、628.6mm とする。

名 称		代替原子炉補機冷却系配管 (B-2) 合流部 ～ 代替原子炉補機冷却系配管 (B-1) 合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	282.6, 267.4, 609.6
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、代替原子炉補機冷却系配管 (B-2) 合流部と代替原子炉補機冷却系配管 (B-1) 合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ (B), (E) により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器 (B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 及び非常用ディーゼル発電設備 (B) へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ (B), (E) より原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器 (B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 及び非常用ディーゼル発電設備 (B) へ供給、又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器 (B) 及び燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 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、原子炉補機冷却水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補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 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、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用温度と同じ 70℃ 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補機冷却水ポンプの使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 609.6mm</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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、609.6mm とする。</p>		

3.2 外径 267.4mm

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、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。

3.3 外径 282.6mm

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、282.6mmとする。

名 称		代替原子炉補機冷却系配管 (B-1) 合流部 ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器 (B), (E) 出口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	282.6, 267.4, 609.6, 628.6, 328.9, 318.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、代替原子炉補機冷却系配管(B-1)合流部と原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (E) 出口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)より原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給、又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 609.6mm</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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した</p>		

設計基準対象施設と同仕様で設計し、609.6mm とする。

3.2 外径 328.9mm, 282.6mm

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、328.9mm, 282.6mm とする。

3.3 外径 318.5mm

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、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。

3.4 外径 267.4mm

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、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。

3.5 外径 628.6mm

主管部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、628.6mm とする。

名 称		原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (E) 出口配管分岐部 ～ 残留熱除去系熱交換器(B) 入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	609.6, 628.6
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (E) 出口配管分岐部と残留熱除去系熱交換器(B) 入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E) により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 及び非常用ディーゼル発電設備(B) へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E) より原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 及び非常用ディーゼル発電設備(B) へ供給、又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B) 及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側) 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補機冷却水系熱交換器(胴側) 及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側) の最高使用温度と同じ 70℃ 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補機冷却水系熱交換器(胴側) 及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 609.6mm</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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した</p>		

設計基準対象施設と同仕様で設計し，609.6mm とする。

### 3.2 外径 628.6mm

主管部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，628.6mm とする。

名 称		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)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	609.6, 628.6, 406.4

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、残留熱除去系熱交換器(B) 入口配管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、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B)へ供給するために設置する。

重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B)へ供給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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ1.37MPa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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 609.6mm, 406.4mm

本配管を重大事故等時において使用する場合は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合は流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選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、609.6mm, 406.4mmとする。



3.2 外径 628.6mm

主管部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、628.6mm とする。

名 称		残留熱除去系熱交換器(B) ～ 残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70, 90
外 径	mm	406.4, 609.6, 628.6

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、残留熱除去系熱交換器(B)と残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として残留熱除去系熱交換器(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)へ供給するために設置する。

重大事故等対処設備としては、残留熱除去系熱交換器(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプへ供給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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)及び残留熱除去系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPa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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ90℃とする。

3. 外径

3.1 外径 406.4mm, 609.6mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、406.4mm, 609.6mmとする。

### 3.2 外径 628.6mm

主管部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、628.6mm とする。

名 称		残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管合流部 ～ 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B) 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70, 90
外 径	mm	609.6, 628.6
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管合流部と原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B) 出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として残留熱除去系熱交換器(B)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、残留熱除去系熱交換器(B)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)へ供給、又は残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び残留熱除去系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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熱交換器(胴側)の使用温度と同じ90℃とする。</p> <p>3. 外径 3.1 外径 609.6mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、609.6mmとする。</p>		

### 3.2 外径 628.6mm

主管部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、628.6mm とする。

名 称		原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B) 出口配管合流部 ～ 代替原子炉補機冷却系配管(B-1) 分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70, 90
外 径	mm	609.6, 628.6, 282.6, 267.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B) 出口配管合流部と代替原子炉補機冷却系配管(B-1)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熱交換器(B)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、残留熱除去系熱交換器(B)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)へ供給、又は残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び残留熱除去系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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熱交換器(胴側)の使用温度と同じ90℃とする。</p> <p>3. 外径 3.1 外径 609.6mm 本配管を重大事故等時において使用する場合は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合は流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選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、609.6mmとする。</p>		

3.2 外径 628.6mm

主管部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は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、628.6mm とする。

3.3 外径 267.4mm

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。

3.4 外径 282.6mm

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は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、282.6mm とする。

名 称		代替原子炉補機冷却系配管 (B-1) 分岐部 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ (B), (E) 分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70, 90
外 径	mm	609.6, 628.6, 466.8, 457.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、代替原子炉補機冷却系配管 (B-1) 分岐部と原子炉補機冷却水ポンプ (B), (E) 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熱交換器 (B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 及び非常用ディーゼル発電設備 (B) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (B), (E) へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、残留熱除去系熱交換器 (B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 及び非常用ディーゼル発電設備 (B) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (B), (E) へ供給, 又は残留熱除去系熱交換器 (B) 及び燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) にて熱交換した原子炉補機冷却水を熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) 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補機冷却水系熱交換器 (胴側) の使用圧力と同じ 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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用温度と同じ 70℃ 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熱交換器 (胴側) の使用温度と同じ 90℃ とする。</p> <p>3. 外径 3.1 外径 609.6mm, 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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、609.6mm, 457.2mm とする。</p>		



3.2 外径 628.6mm

主管部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、628.6mm とする。

3.3 外径 466.8mm

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、466.8mm とする。

名 称		原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)分岐部 ～ 代替原子炉補機冷却系配管(B-2)分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70, 90
外 径	mm	609.6, 457.2, 282.6, 267.4

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)分岐部と代替原子炉補機冷却系配管(B-2)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熱交換器(B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)へ供給するために設置する。

重大事故等対処設備としては、残留熱除去系熱交換器(B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)へ供給、又は残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプへ供給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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPa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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ90℃とする。

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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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。

3.2 外径 609.6mm

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、600Aの管台と接続するため、接続する管台の外径と同じとし、609.6mmとする。

3.3 外径 267.4mm

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、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。

3.4 外径 282.6mm

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、282.6mmとする。

名 称		代替原子炉補機冷却系配管 (B-2) 分岐部 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ (B)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	457.2, 406.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、代替原子炉補機冷却系配管 (B-2) 分岐部と原子炉補機冷却水ポンプ (B) 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熱交換器 (B)、燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 及び非常用ディーゼル発電設備 (B) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (B) へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、残留熱除去系熱交換器 (B)、燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 及び非常用ディーゼル発電設備 (B) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (B) 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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) 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補機冷却水系熱交換器 (胴側) の使用圧力と同じ 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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用温度と同じ 70℃ 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補機冷却水系熱交換器 (胴側) の使用温度と同じ 70℃ 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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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 406.4mm

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、400Aの継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、406.4mmとする。

名 称		原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)分岐部 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(E)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	457.2, 406.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)分岐部と原子炉補機冷却水ポンプ(E)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熱交換器(B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(E)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、残留熱除去系熱交換器(B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(E)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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 406.4mm

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、400Aの継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、406.4mmとする。

名 称		原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (E) 出口配管分岐部 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	318.5, 216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (E) 出口配管分岐部と燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)により原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)より原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給、又は熱交換器ユニット代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ、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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径 3.1 外径 318.5mm 本配管を重大事故等時において使用する場合は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合は流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した</p>		



設計基準対象施設と同仕様で設計し、318.5mm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		燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管分岐部 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	318.5, 216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管分岐部と燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)により原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 216.3mm</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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、216.3mmとする。</p>		

### 3.2 外径 318.5mm

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の継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、318.5mmとする。

名 称		燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) ～ 原子炉補機冷却水系サージタンク(B)出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 406.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)と原子炉補機冷却水系サージタンク(B)出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 216.3mm</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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、216.3mmとする。</p>		

### 3.2 外径 406.4mm

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、400Aの継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、406.4mmとする。

名 称	原子炉補機冷却水系サージタンク (B) 出口配管合流部 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 出口配管合流部	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	406.4, 355.6
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水系サージタンク (B) 出口配管合流部と燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (B), (E) へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (B), (E) 又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) 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補機冷却水系熱交換器 (胴側) 及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用温度と同じ 70℃ 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補機冷却水系熱交換器 (胴側) 及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 406.4mm</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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、406.4mm とする。</p>		

### 3.2 外径 355.6mm

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、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。

名 称		燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 出口配管合流部 ～ 残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	406.4, 416.0, 216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 出口配管合流部と残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 及び非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 及び非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)へ供給、又は燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径 3.1 外径 406.4mm 本配管を重大事故等時において使用する場合は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合は流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選定した</p>		



設計基準対象施設と同仕様で設計し、406.4mm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。

### 3.3 外径 416.0mm

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、416.0mmとする。

名 称		燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管 分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 70.1, 77.0
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 216.3mm</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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。</p>		

### 3.2 外径 70.1mm

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、70.1mm とする。

### 3.3 外径 77.0mm

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、50A の管を差込み接続するため、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、77.0mm とする。

名 称		非常用ディーゼル発電設備 (B) 発電機軸受潤滑油冷却器入口配管 分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備 (B) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備 (B) 発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備 (B) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ (B), (E) により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備 (B) へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ (B), (E) により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備 (B) 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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) 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補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用温度と同じ 70℃ 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補機冷却水系熱交換器 (胴側) の使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 216.3mm</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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mm とする。</p>		

### 3.2 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		非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 139.8, 114.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mm, 139.8mm, 114.3mmとする。</p>		

名 称		非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	114.3, 139.8, 216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器と非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃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原子炉補機冷却水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原子炉補機冷却水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, 139.8mm, 216.3mmとする。</p>		

名 称		非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 出口配管合流部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管 合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部と非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 216.3mm</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原子炉補機冷却水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原子炉補機冷却水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選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。</p>		



### 3.2 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		非常用ディーゼル発電設備 (B) 発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部 ～ 非常用ディーゼル発電設備 (B) 清水冷却器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 77.0, 70.1
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備 (B) 発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部と非常用ディーゼル発電設備 (B) 清水冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ (B), (E) により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備 (B) へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ (B), (E) により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備 (B) 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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) 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補機冷却水系熱交換器 (胴側) の使用圧力と同じ 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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用温度と同じ 70℃ 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補機冷却水系熱交換器 (胴側) の使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 216.3mm</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原子炉補機冷却水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原子炉補機冷却水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選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mm とする。</p>		

### 3.2 外径 77.0mm

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、50A の管を差込み接続するため、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、77.0mm とする。

### 3.3 外径 70.1mm

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、70.1mm とする。

名 称		非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管 分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	60.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃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原子炉補機冷却水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原子炉補機冷却水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選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mmとする。</p>		

名 称		非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管 合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	60.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器と非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃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原子炉補機冷却水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原子炉補機冷却水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選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mmとする。</p>		

名 称		非常用ディーゼル発電設備 (B) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備 (B) 潤滑油冷却器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備 (B) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備 (B) 潤滑油冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ (B), (E) により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備 (B) へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ (B), (E) により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備 (B) 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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) 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補機冷却水系熱交換器 (胴側) の使用圧力と同じ 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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用温度と同じ 70℃ 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補機冷却水系熱交換器 (胴側) の使用温度と同じ 70℃ 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原子炉補機冷却水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原子炉補機冷却水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		非常用ディーゼル発電設備 (B) 潤滑油冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備 (B) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備 (B) 潤滑油冷却器と非常用ディーゼル発電設備 (B) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ (B), (E) により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備 (B) へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ (B), (E) により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備 (B) 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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) 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補機冷却水系熱交換器 (胴側) の使用圧力と同じ 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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用温度と同じ 70℃ 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補機冷却水系熱交換器 (胴側) の使用温度と同じ 70℃ 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原子炉補機冷却水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原子炉補機冷却水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		非常用ディーゼル発電設備 (B) 清水冷却器 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(B)清水冷却器と燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。</p>		



名 称		原子炉補機冷却水系サージタンク (B) ～ 原子炉補機冷却水系サージタンク (B) 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	355.6
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水系サージタンク (B) と原子炉補機冷却水系サージタンク (B) 出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水系サージタンク (B) により原子炉補機冷却水の温度変化に伴う体積膨張、各部からの漏えい冷却水の補給及び原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保するための原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水系へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水の温度変化に伴う体積膨張、各部からの漏えい冷却水の補給及び原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保又は熱交換器ユニット使用時に系統内の水張り及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保するための原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水系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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) 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補機冷却水系熱交換器 (胴側) 及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用温度と同じ 70℃ 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補機冷却水系熱交換器 (胴側) 及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ 70℃ 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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した設計基</p>		

準対象施設と同仕様で設計し，355.6mm とする。

名 称		原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F) ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	267.4, 355.6, 508.0, 366.8, 517.6

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)と原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(C)及び非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。

重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(C)及び非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給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、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPa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、重大事故等時における原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ1.37MPa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、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用温度と同じ70℃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、重大事故等時における原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 267.4mm, 355.6mm, 508.0mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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, 355.6mm, 508.0mmとする。

3.2 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。

3.3 外径 517.6mm

主管部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は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、517.6mm とする。

名 称		原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F) ～ タービン建屋内原子炉補機冷却系配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	355.6, 366.8, 508.0, 517.6
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)とタービン建屋内原子炉補機冷却系配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(C)及び非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(C)及び非常用ディーゼル発電設備(C)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 355.6mm, 508.0mm</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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、355.6mm, 508.0mmとする。</p>		

3.2 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。

3.3 外径 517.6mm

主管部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、517.6mm とする。

名 称		タービン建屋内原子炉補機冷却系配管分岐部 ～ 残留熱除去系熱交換器(C)入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	508.0, 517.6, 229.1, 216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、タービン建屋内原子炉補機冷却系配管分岐部と残留熱除去系熱交換器(C)入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(C)及び非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(C)及び非常用ディーゼル発電設備(C)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 508.0mm</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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、508.0mmとする。</p>		

3.2 外径 216.3mm

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、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。

3.3 外径 229.1mm

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、229.1mmとする。

3.4 外径 517.6mm

主管部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、517.6mmとする。



名 称		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)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	508.0, 406.4

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、残留熱除去系熱交換器(C) 入口配管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、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(C)へ供給するために設置する。

重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(C)へ供給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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPa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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、508.0mm, 406.4mmとする。

名 称		残留熱除去系熱交換器(C) ～ 残留熱除去系熱交換器(C) 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	406.4

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、残留熱除去系熱交換器(C)と残留熱除去系熱交換器(C) 出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として残留熱除去系熱交換器(C)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)へ供給するために設置する。

重大事故等対処設備としては、残留熱除去系熱交換器(C)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)へ供給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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPa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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合は流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選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、406.4mmとする。

名 称		残留熱除去系熱交換器(C) 出口配管合流部 ～ タービン建屋内原子炉補機冷却系配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	406.4, 416.0, 517.6, 508.0

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、残留熱除去系熱交換器(C) 出口配管合流部とタービン建屋内原子炉補機冷却系配管合流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熱交換器(C) 及び非常用ディーゼル発電設備(C) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F) へ供給するために設置する。

重大事故等対処設備としては、残留熱除去系熱交換器(C) 及び非常用ディーゼル発電設備(C) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F) へ供給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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側) の最高使用圧力と同じ1.37MPa 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、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側) の使用圧力と同じ1.37MPa 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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側) の最高使用温度と同じ70℃ 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、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側) の使用温度と同じ70℃ とする。

3. 外径

3.1 外径 508.0mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、508.0mm とする。

3.2 外径 406.4mm

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、400Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、406.4mmとする。

3.3 外径 416.0mm

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、416.0mmとする。

3.4 外径 517.6mm

主管部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、517.6mmとする。

名 称		タービン建屋内原子炉補機冷却系配管合流部 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	517.6, 508.0, 355.6, 366.8
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、タービン建屋内原子炉補機冷却系配管合流部と原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)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熱交換器(C)及び非常用ディーゼル発電設備(C)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、残留熱除去系熱交換器(C)及び非常用ディーゼル発電設備(C)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 508.0mm, 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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、508.0mm, 355.6mmとする。</p>		

### 3.2 外径 517.6mm

主管部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、517.6mm とする。

### 3.3 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		残留熱除去系熱交換器(C)入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管 分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 70.1, 77.0
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系熱交換器(C)入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 216.3mm</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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。</p>		

3.2 外径 70.1mm

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、70.1mm とする。

3.3 外径 77.0mm

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、50A の管を差込み接続するため、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、77.0mm とする。



名 称		非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管 分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 216.3mm</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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。</p>		

### 3.2 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		非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C)機関付空気冷却器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 139.8, 114.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(C)機関付空気冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃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は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合は流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選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mm, 139.8mm, 114.3mmとする。</p>		

名 称		非常用ディーゼル発電設備(C)機関付空気冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	114.3, 139.8, 216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(C)機関付空気冷却器と非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃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は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水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原子炉補機冷却水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, 139.8mm, 216.3mmとする。</p>		

名 称		非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 出口配管合流部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管 合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部と非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 216.3mm</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原子炉補機冷却水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原子炉補機冷却水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選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。</p>		

### 3.2 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		非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C)清水冷却器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 77.0, 70.1
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部と非常用ディーゼル発電設備(C)清水冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 216.3mm</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原子炉補機冷却水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原子炉補機冷却水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選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。</p>		

### 3.2 外径 77.0mm

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、50A の管を差込み接続するため、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、77.0mm とする。

### 3.3 外径 70.1mm

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、70.1mm とする。



名 称		非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管 分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	60.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃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原子炉補機冷却水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原子炉補機冷却水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選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mmとする。</p>		

名 称		非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管 合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	60.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器と非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃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原子炉補機冷却水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原子炉補機冷却水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選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mmとする。</p>		

名 称		非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃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原子炉補機冷却水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原子炉補機冷却水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		非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器と非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃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原子炉補機冷却水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原子炉補機冷却水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		非常用ディーゼル発電設備 (C) 清水冷却器 ～ 原子炉補機冷却水系サージタンク (C) 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備(C)清水冷却器と原子炉補機冷却水系サージタンク(C)出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として非常用ディーゼル発電設備(C)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)へ供給するために設置する。

重大事故等対処設備としては、非常用ディーゼル発電設備(C)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)へ供給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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPa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、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。

名 称		原子炉補機冷却水系サージタンク (C) 出口配管合流部 ～ 残留熱除去系熱交換器 (C) 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 406.4, 508.0
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水系サージタンク (C) 出口配管合流部と残留熱除去系熱交換器 (C) 出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として非常用ディーゼル発電設備 (C) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (C), (F) へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、非常用ディーゼル発電設備 (C) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (C), (F) 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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) 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補機冷却水系熱交換器 (胴側) の使用圧力と同じ 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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用温度と同じ 70℃ 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補機冷却水系熱交換器 (胴側) の使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 406.4mm</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、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4mm とする。</p>		

### 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。

### 3.3 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の継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、508.0mmとする。

名 称		原子炉補機冷却水系サージタンク (C) ～ 原子炉補機冷却水系サージタンク (C) 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	355.6, 406.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水系サージタンク (C) と原子炉補機冷却水系サージタンク (C) 出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水系サージタンク (C) により原子炉補機冷却水の温度変化に伴う体積膨張、各部からの漏えい冷却水の補給及び原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保するための原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水系へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水の温度変化に伴う体積膨張、各部からの漏えい冷却水の補給及び原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) 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補機冷却水系熱交換器 (胴側) の使用圧力と同じ 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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用温度と同じ 70℃ 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補機冷却水系熱交換器 (胴側) の使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>3. 外径 3.1 外径 355.6mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、355.6mm とする。</p>		



### 3.2 外径 406.4mm

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、400Aの継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、406.4mmとする。

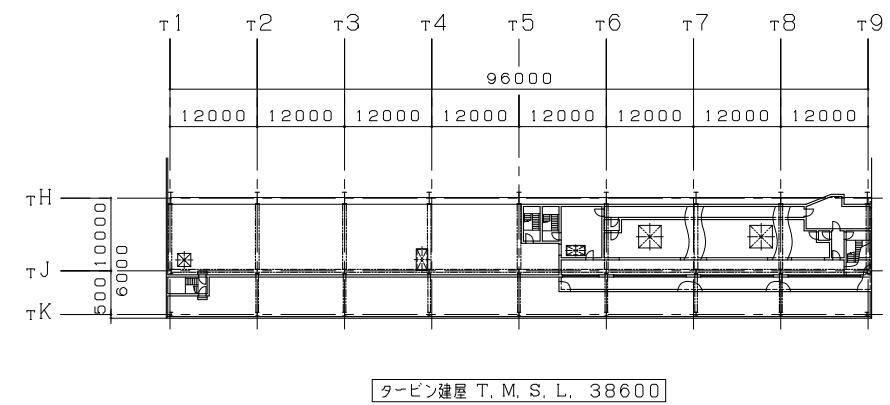
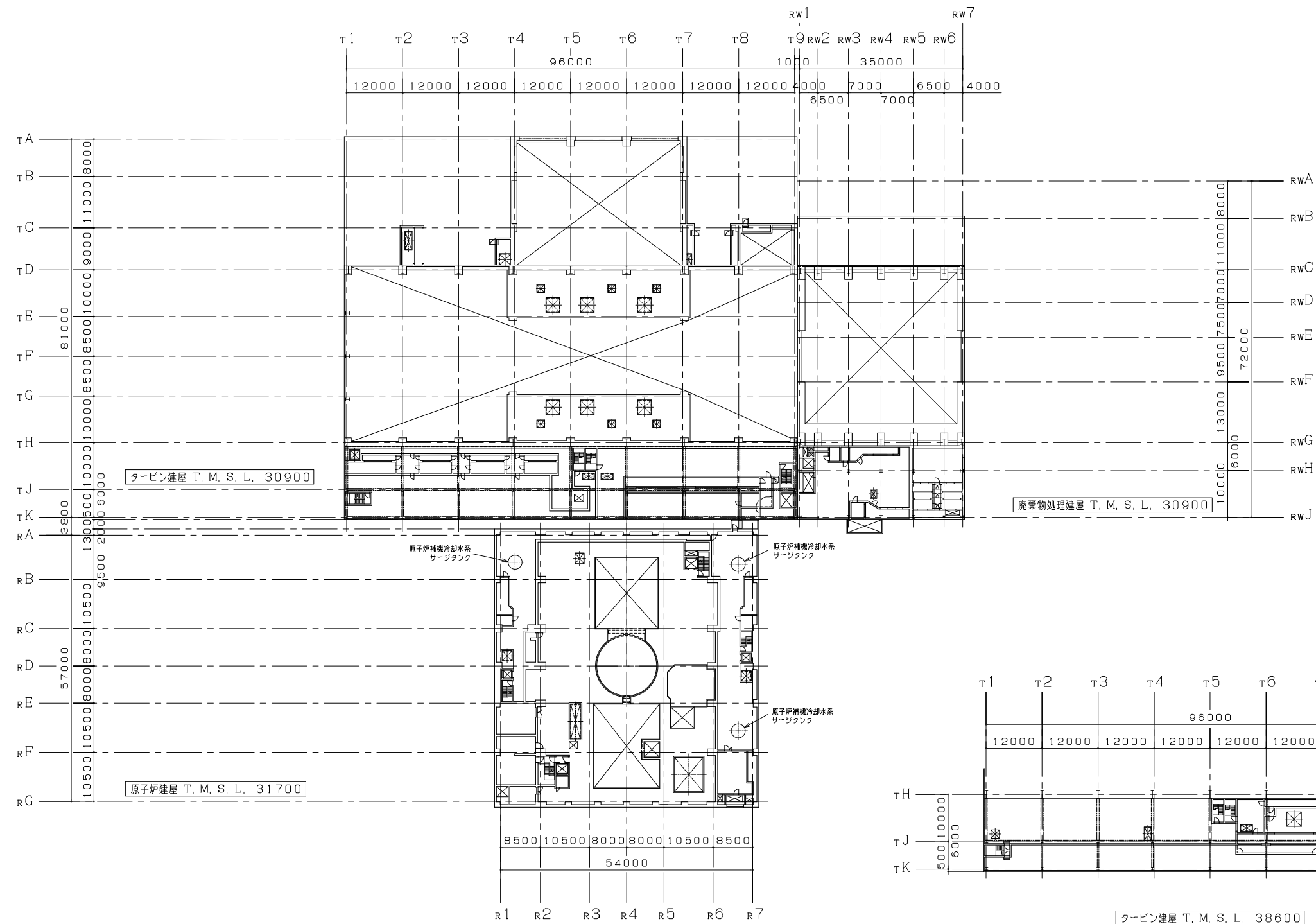
名 称		原子炉補機冷却海水ポンプ ～ 原子炉補機冷却海水系ストレーナ
最高使用圧力	MPa	0.78
最高使用温度	℃	50
外 径	mm	508.0, 517.6
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却海水ポンプと原子炉補機冷却海水系ストレーナを接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <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、原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用圧力と同じ0.78MPa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補機冷却海水ポンプの使用圧力と同じ0.78MPa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、原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用温度と同じ50℃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補機冷却海水ポンプの使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 508.0mm</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原子炉補機冷却海水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原子炉補機冷却海水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選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0mmとする。</p>		

### 3.2 外径 517.6mm

主管部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、517.6mmとする。

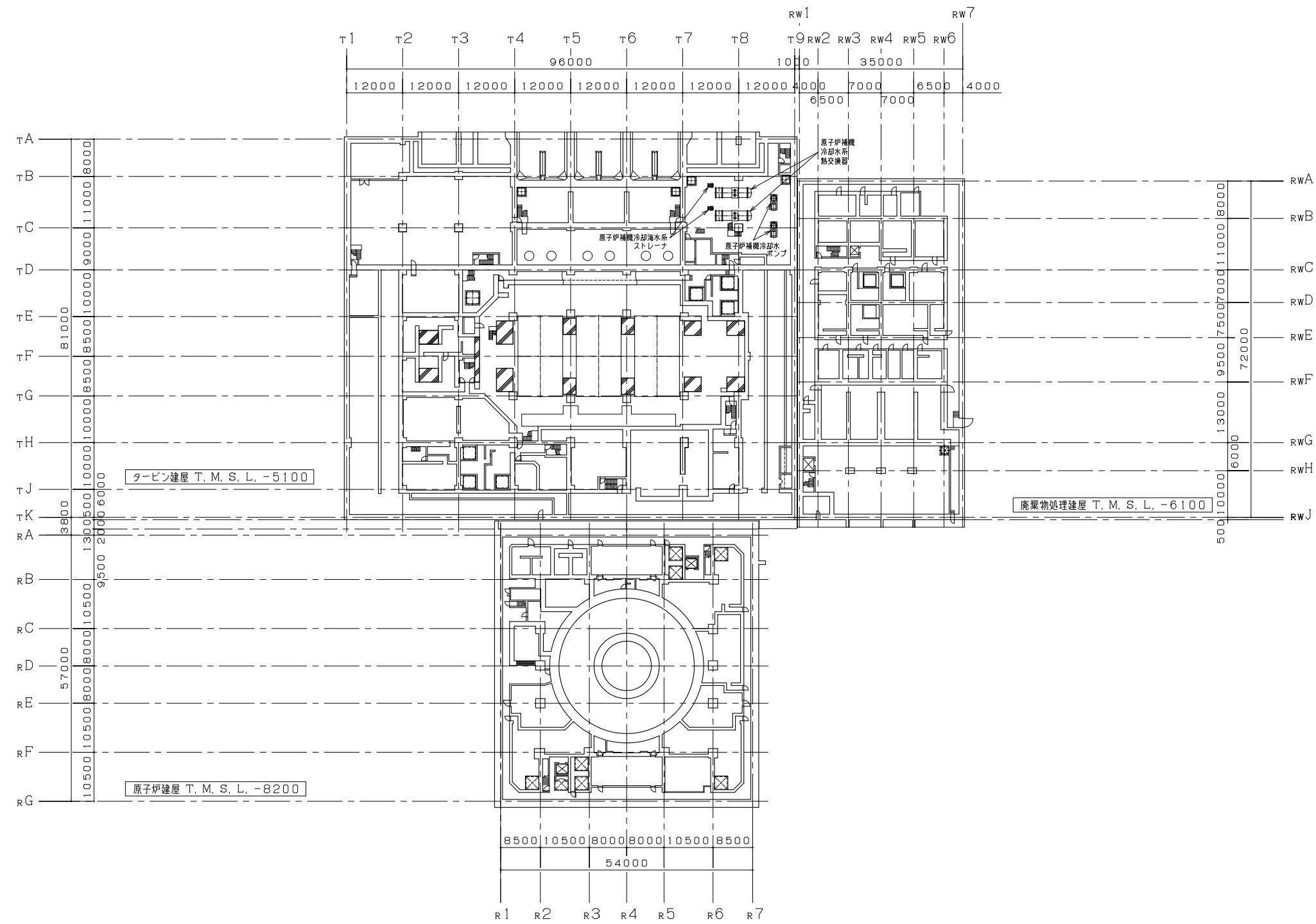
名 称		原子炉補機冷却海水系ストレナ ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器
最高使用圧力	MPa	0.78
最高使用温度	℃	50
外 径	mm	508.0
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却海水系ストレナと原子炉補機冷却水系熱交換器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設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、原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用圧力と同じ0.78MPa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補機冷却海水ポンプの使用圧力と同じ0.78MPa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、原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用温度と同じ50℃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補機冷却海水ポンプの使用温度と同じ50℃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原子炉補機冷却海水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原子炉補機冷却海水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、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0mmとする。</p>		

名 称		原子炉補機冷却水系熱交換器 ～ 放水槽
最高使用圧力	MPa	0.78
最高使用温度	℃	50
外 径	mm	508.0
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水系熱交換器と放水槽を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却海水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換器にて熱交換した海水を放水槽へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却海水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換にて熱交換した海水を放水槽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、原子炉補機冷却水系熱交換器（管側）の最高使用圧力と同じ0.78MPa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補機冷却水系熱交換器（管側）の使用圧力と同じ0.78MPa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、原子炉補機冷却水系熱交換器（管側）の最高使用温度と同じ50℃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補機冷却水系熱交換器（管側）の使用温度と同じ50℃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原子炉補機冷却海水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原子炉補機冷却海水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選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0mmとする。</p>		



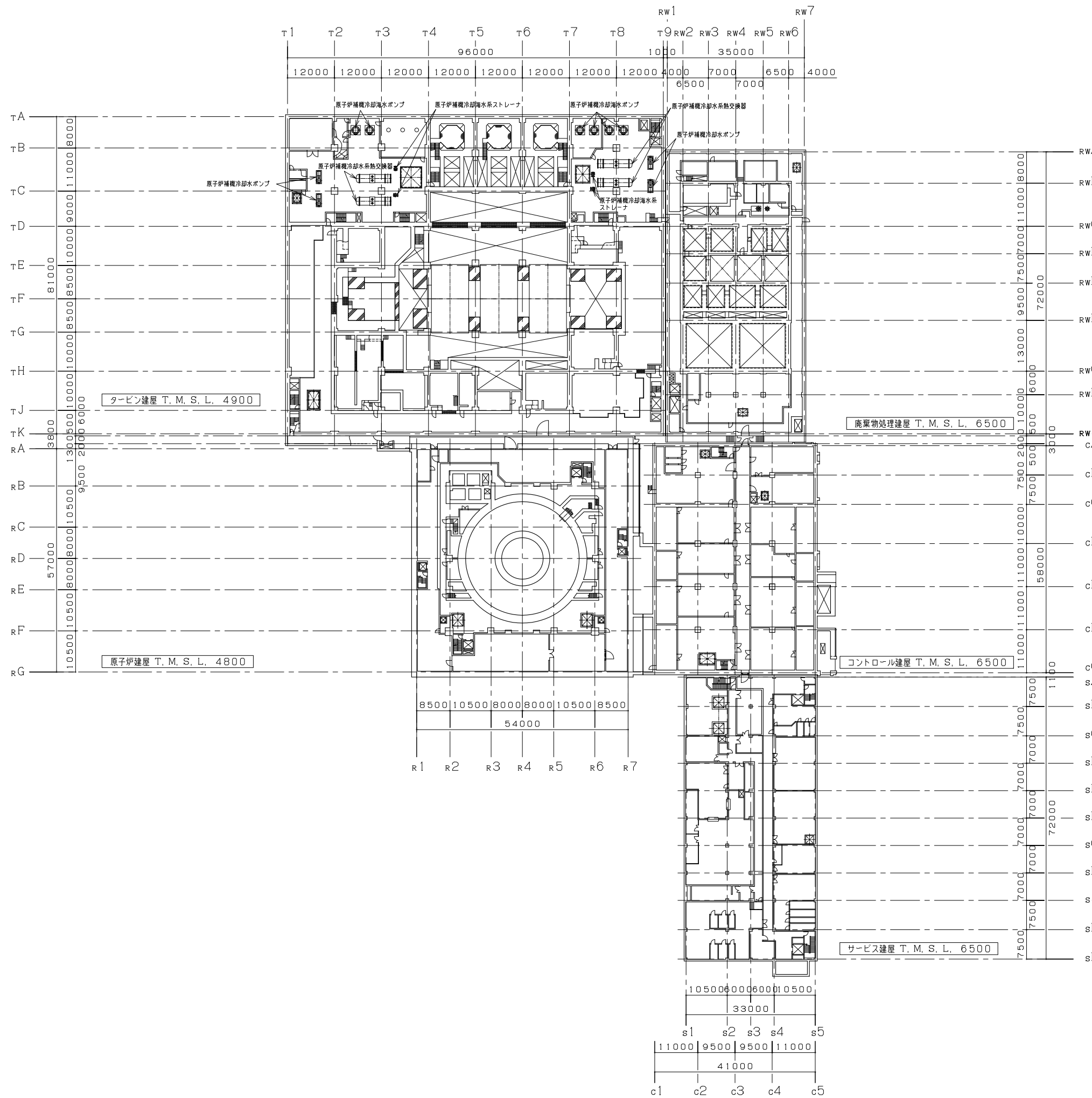
注：寸法はmmを示す。

工事計画認可申請	第4-5-1-1-1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原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）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4-5-1-1-2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原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）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：寸法はmmを示す。

工事計画認可申請	第4-5-1-1-3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原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）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



工事計画認可申請		第4-5-1-2-1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 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び 原子炉補機冷却海水系)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			
	RCW	K7RCW-T101	8Y26

工事計画認可申請 第4-5-1-2-2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  
原子炉補機冷却設備  
(原子炉補機冷却水系及び  
原子炉補機冷却海水系)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

RCW K7RCW-T102 8Y26

工事計画認可申請 第4-5-1-2-3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  
原子炉補機冷却設備  
(原子炉補機冷却水系及び  
原子炉補機冷却海水系)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

RCW K7RCW-T103 8Y26

工事計画認可申請		第4-5-1-2-4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 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び 原子炉補機冷却海水系)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			
	RCW	K7RCW-R101	8Y26

工事計画認可申請		第4-5-1-2-5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 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び 原子炉補機冷却海水系)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			
	RCW	K7RCW-R102	8Y26

工事計画認可申請		第4-5-1-2-6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 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び 原子炉補機冷却海水系)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			
	RCW	K7RCW-R103	8Y26

工事計画認可申請		第4-5-1-2-7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 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び 原子炉補機冷却海水系)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			
	RCW	K7RCW-R104	8Y26

工事計画認可申請		第4-5-1-2-8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 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び 原子炉補機冷却海水系)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			
	RCW	K7RCW-R105	8Y26



工事計画認可申請		第4-5-1-2-9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 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び 原子炉補機冷却海水系)に係る 主配管の配置を明示した図面(その9)		
東京電力ホールディングス株式会社			
	RCW	K7RCW-R106	8Y26

工事計画認可申請		第4-5-1-2-10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 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び 原子炉補機冷却海水系)に係る 主配管の配置を明示した図面(その10)		
東京電力ホールディングス株式会社			
	RCW	K7RCW-R107	8Y26

工事計画認可申請	第4-5-1-2-11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 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び 原子炉補機冷却海水系)に係る 主配管の配置を明示した図面(その11)
東京電力ホールディングス株式会社	
RCW	K7RCW-R108 8Y26

工事計画認可申請		第4-5-1-2-12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 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び 原子炉補機冷却海水系)に係る 主配管の配置を明示した図面(その12)		
東京電力ホールディングス株式会社			
	RCW	K7RCW-T104	8Y26

工事計画認可申請		第4-5-1-2-13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 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び 原子炉補機冷却海水系)に係る 主配管の配置を明示した図面(その13)		
東京電力ホールディングス株式会社			
	RCW	K7RCW-T105	8Y26

工事計画認可申請 第4-5-1-2-14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  
原子炉補機冷却設備  
(原子炉補機冷却水系及び  
原子炉補機冷却海水系)に係る  
主配管の配置を明示した図面(その14)

東京電力ホールディングス株式会社

RCW K7RCW-T106 8Y26

工事計画認可申請 第4-5-1-2-15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  
原子炉補機冷却設備  
(原子炉補機冷却水系及び  
原子炉補機冷却海水系)に係る  
主配管の配置を明示した図面(その15)

東京電力ホールディングス株式会社

RCW K7RCW-R109 8Y26

工事計画認可申請		第4-5-1-2-16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 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び 原子炉補機冷却海水系)に係る 主配管の配置を明示した図面(その16)		
東京電力ホールディングス株式会社			
	RCW	K7RCW-R110	8Y26



工事計画認可申請		第4-5-1-2-17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 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び 原子炉補機冷却海水系)に係る 主配管の配置を明示した図面(その17)		
東京電力ホールディングス株式会社			
	RCW	K7RCW-R111	8Y26

工事計画認可申請		第4-5-1-2-18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 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び 原子炉補機冷却海水系)に係る 主配管の配置を明示した図面(その18)		
東京電力ホールディングス株式会社			
	RCW	K7RCW-R112	8Y26

工事計画認可申請		第4-5-1-2-19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 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び 原子炉補機冷却海水系)に係る 主配管の配置を明示した図面(その19)		
東京電力ホールディングス株式会社			
	RCW	K7RCW-R113	8Y26

工事計画認可申請		第4-5-1-2-20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 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び 原子炉補機冷却海水系)に係る 主配管の配置を明示した図面(その20)		
東京電力ホールディングス株式会社			
	RCW	K7RCW-R114	8Y26

工事計画認可申請		第4-5-1-2-21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 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び 原子炉補機冷却海水系)に係る 主配管の配置を明示した図面(その21)		
東京電力ホールディングス株式会社			
	RCW	K7RCW-R115	8Y26

工事計画認可申請 第4-5-1-2-22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  
原子炉補機冷却設備  
(原子炉補機冷却水系及び  
原子炉補機冷却海水系)に係る  
主配管の配置を明示した図面(その22)

東京電力ホールディングス株式会社

RCW K7RCW-T107 8Y26

工事計画認可申請		第4-5-1-2-23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 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び 原子炉補機冷却海水系)に係る 主配管の配置を明示した図面(その23)		
東京電力ホールディングス株式会社			
	RCW	K7RCW-R116	9418

工事計画認可申請		第4-5-1-2-24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 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び 原子炉補機冷却海水系)に係る 主配管の配置を明示した図面(その24)		
東京電力ホールディングス株式会社			
	RCW	K7RCW-R117	8Y26



工事計画認可申請	第4-5-1-2-25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 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び 原子炉補機冷却海水系)に係る 主配管の配置を明示した図面(その25)
東京電力ホールディングス株式会社	
RCW	K7RCW-R118 8Y26

工事計画認可申請	第4-5-1-2-26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 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び 原子炉補機冷却海水系)に係る 主配管の配置を明示した図面(その26)
東京電力ホールディングス株式会社	
RCW	K7RCW-R119 8Y26

工事計画認可申請		第4-5-1-2-27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 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び 原子炉補機冷却海水系)に係る 主配管の配置を明示した図面(その27)		
東京電力ホールディングス株式会社			
	RCW	K7RCW-R120	8Y27

工事計画認可申請		第4-5-1-2-28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 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び 原子炉補機冷却海水系)に係る 主配管の配置を明示した図面(その28)		
東京電力ホールディングス株式会社			
	RCW	K7RCW-R121	8Y26

工事計画認可申請		第4-5-1-2-29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 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び 原子炉補機冷却海水系)に係る 主配管の配置を明示した図面(その29)		
東京電力ホールディングス株式会社			
	RSW	K7RSW-T101	8Y26

工事計画認可申請 第4-5-1-2-30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  
原子炉補機冷却設備  
(原子炉補機冷却水系及び  
原子炉補機冷却海水系)に係る  
主配管の配置を明示した図面(その30)

東京電力ホールディングス株式会社

RSW K7RSW-T102 8Y26

工事計画認可申請		第4-5-1-2-31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 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び 原子炉補機冷却海水系)に係る 主配管の配置を明示した図面(その31)		
東京電力ホールディングス株式会社			
	RSW	K7RSW-T103	8Y26

第 4-5-1-2-1~31 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）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. *54	
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		
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水ポンプ(A) <sup>*1</sup> ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D) 出口配管合流部	1.37 <sup>*2</sup>	70	318.5 <sup>*3</sup>	10.3 <sup>*3</sup>	STPT410 <sup>*4</sup>	変更なし	変更なし					1
	—	1.37 <sup>*5</sup>	70 <sup>*5</sup>	318.5 <sup>*3, *6, *7</sup>	10.3 <sup>*3, *6, *7</sup>	STPT410 <sup>*6, *7</sup>		2					
				457.2 <sup>*3, *7</sup> /318.5	□ <sup>*8 (9.5<sup>*3</sup>) *8 (10.3<sup>*3</sup>)</sup>	SM400C <sup>*7</sup>		3					
	1.37 <sup>*2</sup>	70	457.2 <sup>*3</sup>	□ <sup>*8 (9.5<sup>*3</sup>)</sup>	SM400C <sup>*9</sup>	変更なし					4		
	—	1.37 <sup>*5</sup>	70 <sup>*5</sup>	457.2 <sup>*3, *6, *7</sup>	9.5 <sup>*3, *6, *7</sup>	STPT410 <sup>*6, *7</sup>		5					
				609.6 <sup>*3, *7</sup> /457.2	□ <sup>*8 (9.5<sup>*3</sup>) *8 (9.5<sup>*3</sup>)</sup>	SM400C <sup>*7</sup>		6					
	原子炉補機冷却水ポンプ(D) <sup>*1</sup> ～ 代替原子炉補機冷却系配管(A)合流部	1.37 <sup>*2</sup>	70	318.5 <sup>*3</sup>	10.3 <sup>*3</sup>	STPT410 <sup>*4</sup>	原子炉補機冷却水系	変更なし					7
	—	1.37 <sup>*5</sup>	70 <sup>*5</sup>	318.5 <sup>*3, *6, *7</sup>	10.3 <sup>*3, *6, *7</sup>	STPT410 <sup>*6, *7</sup>		8					
				457.2 <sup>*3, *7</sup> /318.5	□ <sup>*8 (9.5<sup>*3</sup>) *8 (10.3<sup>*3</sup>)</sup>	SM400C <sup>*7</sup>		9					
	1.37 <sup>*2</sup>	70	457.2 <sup>*3</sup>	□ <sup>*8 (9.5<sup>*3</sup>)</sup>	SM400C <sup>*9</sup>	変更なし					10		
	—	1.37 <sup>*5</sup>	70 <sup>*5</sup>	457.2 <sup>*3, *6, *7</sup>	9.5 <sup>*3, *6, *7</sup>	STPT410 <sup>*6, *7</sup>		11					
				代替原子炉補機冷却系配管(A)合流部 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D) 出口配管合流部	1.37 <sup>*5</sup>	70 <sup>*5</sup>	457.2 <sup>*3</sup> /457.2 /216.3	9.5 <sup>*3</sup> /9.5 /8.2	STPT410	12			
	1.37 <sup>*2</sup>	70	457.2 <sup>*3</sup>	□ <sup>*8 (9.5<sup>*3</sup>)</sup>	SM400C <sup>*9</sup>	変更なし					13		
	原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D) 出口配管合流部 ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (D) (次頁へ続く)	1.37 <sup>*2</sup>	70	457.2 <sup>*3</sup>	□ <sup>*8 (9.5<sup>*3</sup>)</sup>	SM400C <sup>*9</sup>	原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D) 出口配管合流部 ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (D) (次頁へ続く)	変更なし					14
	466.8 <sup>*3</sup>			□ <sup>*8 (14.3<sup>*3</sup>)</sup>	SM400C <sup>*9</sup>	変更なし					15		

K7 ① 4-5-1-2-1~31 R0



変更前						変更後						NO. *54				
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					
原子炉補機冷却水系	(前頁からの続き)	1.37*2	70	609.6*3	<input type="checkbox"/> *8(9.5*3)	SM400C*9	(前頁からの続き)	変更なし					16			
				628.6*3	<input type="checkbox"/> *8(19.0*3)	SM400C*9		17								
	—							1.37*5	70*5	609.6*3,*6,*7	9.5*3,*6,*7	STPT410*6,*7	18			
	—									609.6*3,*7 / 457.2	<input type="checkbox"/> *8(9.5*3)*7 <input type="checkbox"/> *8(9.5*3)*7	SM400C*7	19			
	—									457.2*3,*6,*7	9.5*3,*6,*7	STPT410*6,*7	20			
	原子炉補機冷却水系	*11 原子炉補機冷却水系熱交換器 (A), (D) ～ 残留熱除去系熱交換器(A)入口配管分岐部	1.37*2	70	457.2*3	<input type="checkbox"/> *8(9.5*3)		SM400C*9	原子炉補機冷却水系	*10 原子炉補機冷却水系熱交換器 (A), (D) ～ 残留熱除去系熱交換器(A)入口配管分岐部	変更なし					21
					—						1.37*5	70*5	457.2*3,*6,*7	9.5*3,*6,*7	STPT410*6,*7	22
		1.37*2	70	466.8*3	<input type="checkbox"/> *8(14.3*3)	SM400C*9		変更なし					23			
				—						1.37*5	70*5	609.6*3,*7 / 457.2	<input type="checkbox"/> *8(9.5*3)*7 <input type="checkbox"/> *8(9.5*3)*7	SM400C*7	24	
		1.37*2	70	609.6*3	<input type="checkbox"/> *8(9.5*3)	SM400C*9		変更なし					25			
628.6*3				<input type="checkbox"/> *8(19.0*3)	SM400C*9	変更なし					26					
—						1.37*5	70*5	609.6*3,*6,*7	9.5*3,*6,*7	STPT410*6,*7	27					
—								616.0*3,*7	<input type="checkbox"/> *8(19.0*3)*7	SM400C*7	28					
(次頁へ続く)	1.37*2	70	416.0*3	<input type="checkbox"/> *8(14.3*3)	SM400C*9	(次頁へ続く)	変更なし					29				

変更前						変更後						NO. *54	
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		
原子炉補機冷却水系	(前頁からの続き)	1.37*2	70	406.4*3	<input type="checkbox"/> *8(9.5*3)	SM400C*9	(前頁からの続き)	変更なし					30
	*11 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)	1.37*2	70	406.4*3	9.5*3	STPT410*4	*10 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)	変更なし					31
		—						1.37*5	70*5	406.4*3,*6,*7	9.5*3,*6,*7	STPT410*6,*7	32
	*12 残留熱除去系熱交換器(A)～ 残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部	—					*10 残留熱除去系熱交換器(A)～ 残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部	1.37*5	90*5	406.4*3,*6,*7	9.5*3,*6,*7	STPT410*6,*7	33
		1.37*2	70	406.4*3	9.5*3	STPT410*4		変更なし	変更なし 90*5	変更なし			34
	—					*10 残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)入口配管分岐部	1.37*5	90*5	<sup>*3,*7</sup> 609.6 /406.4	<input type="checkbox"/> *8(9.5*3) *8(9.5*3)	SM400C*7	35	
	*12 残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)入口配管分岐部	1.37*2	70	609.6*3	<input type="checkbox"/> *8(9.5*3)		SM400C*9	変更なし	変更なし 90*5	変更なし			36
				628.6*3	<input type="checkbox"/> *8(19.0*3)	SM400C*9	37						
	—					*10 残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)入口配管分岐部	1.37*5	90*5	609.6*3,*6,*7	9.5*3,*6,*7	STPT410*6,*7	38	
		1.37*2	70	466.8*3	<input type="checkbox"/> *8(14.3*3)		SM400C*9	変更なし	変更なし 90*5	変更なし			39
				457.2*3	<input type="checkbox"/> *8(9.5*3)	SM400C*9	40						

変 更 前						変 更 後						NO. *54	
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		
原子炉補機冷却水系	*12 原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)入口配管分岐部 ～ 代替原子炉補機冷却系配管(A) 分岐部	1.37*2	70	457.2*3	□*8(9.5*3)	SM400C*9	*10 原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)入口配管分岐部 ～ 代替原子炉補機冷却系配管(A) 分岐部	変更なし	変更なし 90*5	変更なし			41
		—						1.37*5	90*5	457.2*3 /457.2 /216.3	9.5*3 /9.5 /8.2	STPT410	42
	*12 代替原子炉補機冷却系配管(A) 分岐部 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(D)	1.37*2	70	457.2*3	□*8(9.5*3)	SM400C*9	変更なし	変更なし					43
		—						1.37*5	70*5	457.2*3,*6,*7 9.5*3,*6,*7	STPT410*6,*7	44	
	*12 原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)入口配管分岐部 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(A)	—					*10 原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)入口配管分岐部 ～ 代替原子炉補機冷却系配管(A) 分岐部	1.37*5	70*5	457.2*3,*6,*7 /406.4	□*8(9.5*3) *8(9.5*3)	SM400C*7	45
		1.37*2	70	457.2*3	□*8(9.5*3)	SM400C*9		1.37*5	70*5	609.6*3,*7 /457.2	□*8(9.5*3) *8(9.5*3)	SM400C*7	46
		—						変更なし					47
	*13 残留熱除去系熱交換器(A)入口 配管分岐部 ～ 原子炉冷却材浄化系非再生熱交 換器(A)入口配管分岐部	—					*10 残留熱除去系熱交換器(A)入口 配管分岐部 ～ 原子炉冷却材浄化系非再生熱交 換器(A)入口配管分岐部	1.37*5	70*5	457.2*3,*6,*7 /406.4	□*8(9.5*3) *8(9.5*3)	SM400C*7	48
		—						変更なし					49
		1.37*2	70	628.6*3	□*8(19.0*3)	SM400C*9		変更なし					50
		—						変更なし					51
	*13 残留熱除去系熱交換器(A)入口 配管分岐部 ～ 原子炉冷却材浄化系非再生熱交 換器(A)入口配管分岐部	1.37*2	70	609.6*3	□*8(9.5*3)	SM400C*9	1.37*5	70*5	609.6*3,*6,*7	9.5*3,*6,*7	STPT410*6,*7	52	
—					変更なし					53			
*13 残留熱除去系熱交換器(A)入口 配管分岐部 ～ 原子炉冷却材浄化系非再生熱交 換器(A)入口配管分岐部	1.37*2	70	416.0*3	□*8(14.3*3)	SM400C*9	変更なし					54		
	—					変更なし					54		

変更前						変更後						NO. *54			
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				
原子炉補機冷却水系	*13 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器 (A) 入口配管分岐部 ～ P21-F016A	1.37*2	70	628.6*3	□*8 (19.0*3)	SM400C*9	原子炉補機冷却水系	変更なし						—	
				609.6*3	□*8 (9.5*3)	SM400C*9								—	
				355.6*3	11.1*3	STPT410*4								—	
				318.5*3	10.3*3	STPT410*4								—	
	*14 P21-F037A ～ 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器 (A) 出口配管合流部	1.37*2	70	355.6*3	11.1*3	STPT410*4								—	
				609.6*3	□*8 (9.5*3)	SM400C*9								—	
				628.6*3	□*8 (19.0*3)	SM400C*9								—	
	*14 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器 (A) 出口配管合流部 ～ 残留熱除去系熱交換器 (A) 出口配管合流部	1.37*2	70	406.4*3	□*8 (9.5*3)	SM400C*9		*10 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器 (A) 出口配管合流部 ～ 残留熱除去系熱交換器 (A) 出口配管合流部	変更なし						55
				416.0*3	□*8 (14.3*3)	SM400C*9									56
				628.6*3	□*8 (19.0*3)	SM400C*9									57
				609.6*3	□*8 (9.5*3)	SM400C*9									58
	*15 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器 (A) 入口配管分岐部 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) 入口配管分岐部	1.37*2	70	406.4*3	9.5*3	STPT410*4		*10 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器 (A) 入口配管分岐部 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) 入口配管分岐部	変更なし						59
				—											406.4*3,*6,*7
		1.37*2	70	—					406.4*3,*7	9.5*3,*7	STPT410*7	61			
				318.5*3	10.3*3	STPT410*4			変更なし						62
		—			318.5*3,*7	10.3*3,*7									STPT410*7
—			318.5	10.3	STPT410*7	64									
*15 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) 入口配管分岐部 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A)	1.37*2	70	—			*10 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) 入口配管分岐部 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A)	変更なし						65		
			216.3*3	8.2*3	STPT410*4								66		
	—			216.3*3,*6,*7	8.2*3,*6,*7		STPT410*6,*7	66							

変更前						変更後						NO. *54		
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			
原子炉補機冷却水系	*16 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A)	—					原子炉補機冷却水系	*10 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A)	1.37*5	70*5	216.3*3,*6,*7	8.2*3,*6,*7	STPT410*6,*7	67
	燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) 出口配管合流部	1.37*2	70	216.3*3	8.2*3	STPT410*4		変更なし					68	
	*16 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) 出口配管合流部	—						*10 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) 出口配管合流部	1.37*5	70*5	406.4*3,*7 /216.3	9.5*3,*7 /8.2	STPT410*7	69
	*16 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) 出口配管合流部	—						*10 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) 出口配管合流部	1.37*5	70*5	406.4*3,*7 /406.4	9.5*3,*7 /9.5	STPT410*7	70
	*16 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器 (A) 出口配管合流部	1.37*2	70	406.4*3	9.5*3	STPT410*4		変更なし					71	
	—							1.37*5	70*5	406.4*3,*6,*7	9.5*3,*6,*7	STPT410*6,*7	72	
	*17 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) 入口配管分岐部	—						変更なし					73	
	*17 非常用ディーゼル発電設備 (A) 発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部	1.37*2	70	216.3*3	8.2*3	STPT410*4								1.37*5
	—							変更なし					74	
	—							1.37*5	70*5	216.3*3,*6,*7	8.2*3,*6,*7	STPT410*6,*7	75	
	—							変更なし					76	
	—							変更なし					77	
	*17 非常用ディーゼル発電設備 (A) 発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部	1.37*2	70	216.3*3	8.2*3	STPT410*4		変更なし					78	
	*17 非常用ディーゼル発電設備 (A) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部	—												1.37*5
	—							変更なし					79	
	—							1.37*5	70*5	216.3*3,*6,*7	8.2*3,*6,*7	STPT410*6,*7	80	
	*17 非常用ディーゼル発電設備 (A) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部	1.37*2	70	216.3*3	8.2*3	STPT410*4		変更なし					81	
	*17 非常用ディーゼル発電設備 (A) 機関付空気冷却器	—						1.37*5	70*5	216.3*3,*7 /139.8	8.2*3,*7 /6.6	STPT410*7	82	
	—							変更なし					83	
	—							1.37*2	70	139.8*3	6.6*3	STPT410*4	84	
—						変更なし					85			
—						1.37*5	70*5	139.8*3,*7 /114.3	6.6*3,*7 /6.0	STPT410*7	86			
—						変更なし					87			
—						1.37*2	70	114.3*3	6.0*3	STPT410*4	87			












変更前						変更後						NO. *54	
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		
原子炉補機冷却水系	*18 非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部	1.37*2	70	114.3*3	6.0*3	STPT410*4	原子炉補機冷却水系	変更なし					88
	1.37*2	70	139.8*3	6.6*3	STPT410*4	1.37*5		70*5	114.3*3,*6,*7	6.0*3,*6,*7	STPT410*6,*7	89	
									139.8*3,*7 /114.3	6.6*3,*7 /6.0	STPT410*7	90	
	変更なし					91							
	1.37*2	70	216.3*3	8.2*3	STPT410*4	1.37*5		70*5	139.8*3,*6,*7	6.6*3,*6,*7	STPT410*6,*7	92	
									216.3*3,*7 /139.8	8.2*3,*7 /6.6	STPT410*7	93	
	変更なし					94							
	*18 非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部	1.37*2	70	216.3*3	8.2*3	STPT410*4		1.37*5	70*5	216.3*3,*7 /216.3	8.2*3,*7 /8.2	STPT410*7	95
										216.3*3,*6,*7 /165.2	8.2*3,*6,*7 /7.1	STPT410*7	96
	変更なし					97							
*18 非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器	1.37*2	70	216.3*3	8.2*3	STPT410*4	変更なし					98		
			77.0*3	□*8(7.9*3)	S25C						99		
			70.1*3	□*8(8.7*3)	S25C						100		
変更なし					101								
*19 非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器	1.37*2	70	60.5*3	5.5*3	STPT410*4	変更なし					102		
						1.37*5	70*5	61.1*3,*6,*7,*20	6.9*3,*6,*7,*21	S25C*6,*7	103		
								61.1*3,*7,*20 /— /61.1	6.9*3,*7,*21 /— /6.9	S25C*7	104		
変更なし					105								
*22 非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部	1.37*2	70	60.5*3	5.5*3	STPT410*4	1.37*5	70*5	61.1*3,*6,*7,*20	6.9*3,*6,*7,*21	S25C*6,*7	106		
								61.1*3,*7,*20 /— /61.1	6.9*3,*7,*21 /— /6.9	S25C*7	107		

変更前						変更後						NO. *54	
名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料		
原子炉補機冷却水系	*23 非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器	1.37*2	70	165.2*3	7.1*3	STPT410*4	変更なし	変更なし					108
				—				1.37*5	70*5	165.2*3,*6,*7	7.1*3,*6,*7	STPT410*6,*7	109
	*24 非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部	1.37*2	70	165.2*3	7.1*3	STPT410*4	変更なし	変更なし					110
				—				1.37*5	70*5	165.2*3,*6,*7	7.1*3,*6,*7	STPT410*6,*7	111
	*25 非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器 ～ 原子炉補機冷却水系サージタンク(A)出口配管合流部	1.37*2	70	216.3*3	8.2*3	STPT410*4	変更なし	変更なし					112
				—				1.37*5	70*5	216.3*3,*6,*7	8.2*3,*6,*7	STPT410*6,*7	113
				—		216.3*3,*7 /216.3 /216.3				8.2*3,*7 /8.2 /8.2	STPT410*7	114	
	*25 原子炉補機冷却水系サージタンク(A)出口配管合流部 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口配管合流部	1.37*2	70	406.4*3	9.5*3	STPT410*4	*10 原子炉補機冷却水系サージタンク(A)出口配管合流部 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口配管合流部	1.37*5	70*5	406.4*3,*7 /406.4 /216.3	9.5*3,*7 /9.5 /8.2	STPT410*7	115
				—						変更なし			
		1.37*2	70	406.4*3	9.5*3	STPT410*4		1.37*5	70*5	406.4*3,*6,*7	9.5*3,*6,*7	STPT410*6,*7	117
	*26 原子炉補機冷却水系サージタンク(A) ～ 原子炉補機冷却水系サージタンク(A)出口配管合流部	1.37*2	70	355.6*3	11.1*3	STPT410*4	*10 原子炉補機冷却水系サージタンク(A) ～ 原子炉補機冷却水系サージタンク(A)出口配管合流部	変更なし					118
				—				1.37*5	70*5	355.6*3,*6,*7	11.1*3,*6,*7	STPT410*6,*7	119
				—			406.4*3,*7 /355.6			9.5*3,*7 /11.1	STPT410*7	120	
	原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E) ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(E)  (次頁へ続く)	1.37*2	70	318.5*3	10.3*3	STPT410*4	変更なし  (次頁へ続く)	変更なし					121
				—				1.37*5	70*5	318.5*3,*6,*7	10.3*3,*6,*7	STPT410*6,*7	122
			—			457.2*3,*7 /318.5	□*8(9.5*3) *8(10.3*3)			SM400C*7	123		

変更前						変更後						NO. *54		
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			
原子炉補機冷却水系	(前頁からの続き)	1.37*2	70	457.2*3	□*8(9.5*3)	SM400C*9	(前頁からの続き)	変更なし					124	
		—						1.37*5	70*5	457.2*3,*6,*7	9.5*3,*6,*7	STPT410*6,*7	125	
		—								609.6*3,*7 / 457.2	□*8(9.5*3) *8(9.5*3)	SM400C*7	126	
		1.37*2	70	609.6*3	□*8(9.5*3)	SM400C*9		変更なし	127					
				628.6*3	□*8(19.0*3)	SM400C*9			128					
				466.8*3	□*8(14.3*3)	SM400C*9			129					
		*27 原子炉補機冷却水系熱交換器 (B), (E) ~ 代替原子炉補機冷却系配管 (B-2) 合流部	1.37*2	70	457.2*3	□*8(9.5*3)		SM400C*9	変更なし					130
			—					1.37*5	70*5	457.2*3,*6,*7	9.5*3,*6,*7	STPT410*6,*7	131	
			1.37*2	70	466.8*3	□*8(14.3*3)				SM400C*9	変更なし			
	—					1.37*5	70*5	609.6*3,*7 / 457.2	□*8(9.5*3) *8(9.5*3)	SM400C*7	133			
	1.37*2		70	609.6*3	□*8(9.5*3)			SM400C*9	変更なし					134
		628.6*3		□*8(19.0*3)	SM400C*9			変更なし					135	
	—					1.37*5	70*5	609.6*3,*6,*7	9.5*3,*6,*7	STPT410*6,*7	136			
	—							616.0*3,*7	□*8(19.0*3) *7	SM400C*7	137			



変更前						変更後						NO. *54	
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		
原子炉補機冷却水系	*27 代替原子炉補機冷却系配管 (B-2)合流部 ～ 代替原子炉補機冷却系配管 (B-1)合流部	—				SM400C*9	*10 代替原子炉補機冷却系配管 (B-2)合流部 ～ 代替原子炉補機冷却系配管 (B-1)合流部	1.37*5	70*5	267.4*3	□ *8 (9.3*3)	SFVC2B	138
		—						282.6*3	□ *8 (16.9*3)	SFVC2B	139		
		1.37*2	70	609.6*3	□ *8 (9.5*3)	変更なし			140				
	—				1.37*5			70*5	609.6*3, *6, *7	9.5*3, *6, *7	STPT410*6, *7	141	
	*27 代替原子炉補機冷却系配管 (B-1)合流部 ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器 (B), (E)出口配管分岐部	—				SM400C*9	*10 代替原子炉補機冷却系配管 (B-1)合流部 ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器 (B), (E)出口配管分岐部	1.37*5	70*5	267.4*3	□ *8 (9.3*3)	SFVC2B	142
		—						282.6*3	□ *8 (16.9*3)	SFVC2B	143		
		1.37*2	70	609.6*3	□ *8 (9.5*3)	変更なし			144				
		—				1.37*5			70*5	609.6*3, *6, *7	9.5*3, *6, *7	STPT410*6, *7	145
		1.37*2	70	628.6*3	□ *8 (19.0*3)	SM400C*9	変更なし			146			
				328.9*3	□ *8 (15.5*3)					147			
318.5*3	□ *8 (10.3*3)			SM400C*9	148								
*27 原子炉補機冷却水系熱交換器 (B), (E)出口配管分岐部 ～ 残留熱除去系熱交換器(B)入口配管分岐部	1.37*2	70	628.6*3	□ *8 (19.0*3)	SM400C*9	*10 原子炉補機冷却水系熱交換器 (B), (E)出口配管分岐部 ～ 残留熱除去系熱交換器(B)入口配管分岐部	変更なし			149			
			609.6*3	□ *8 (9.5*3)						SM400C*9	150		
*27 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)	1.37*2	70	628.6*3	□ *8 (19.0*3)	SM400C*9					変更なし			151
			609.6*3	□ *8 (9.5*3)		SM400C*9	152						
—				1.37*5			70*5	609.6*3, *7 / 406.4	□ *8 (9.5*3) *7 □ *8 (9.5*3)	SM400C*7	153		
—				406.4*3, *6, *7			9.5*3, *6, *7	STPT410*6, *7	154				
—				1.37*2			70	406.4*3	9.5*3	STPT410*4	155		

変更前						変更後						NO. *54			
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				
原子炉補機冷却水系	*28 残留熱除去系熱交換器(B) ～ 残留熱除去系熱交換器(B)出口配管合流部	—					*10 残留熱除去系熱交換器(B) ～ 残留熱除去系熱交換器(B)出口配管合流部	1.37*5	90*5	406.4*3,*6,*7	9.5*3,*6,*7	STPT410*6,*7	156		
		1.37*2	70	406.4*3	9.5*3	STPT410*4		変更なし	変更なし 90*5	変更なし			157		
		—						1.37*5	90*5	609.6*3,*7 /406.4	 *8(9.5*3) *8(9.5*3)	SM400C*7	158		
		1.37*2	70	609.6*3	 *8(9.5*3)	SM400C*9		変更なし	変更なし 90*5	変更なし			159		
	*28 残留熱除去系熱交換器(B)出口配管合流部 ～ 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B)出口配管合流部	1.37*2	70	628.6*3	 *8(19.0*3)	SM400C*9	*10 残留熱除去系熱交換器(B)出口配管合流部 ～ 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B)出口配管合流部	変更なし	90*5	変更なし			161		
				609.6*3	 *8(9.5*3)	SM400C*9				162					
	*28 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B)出口配管合流部 ～ 代替原子炉補機冷却系配管(B-1)分岐部	1.37*2	70	628.6*3	 *8(19.0*3)	SM400C*9	*10 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B)出口配管合流部 ～ 代替原子炉補機冷却系配管(B-1)分岐部	変更なし	90*5	変更なし			164		
				609.6*3	 *8(9.5*3)	SM400C*9				165					
		—								1.37*5	90*5	609.6*3,*6,*7	9.5*3,*6,*7	STPT410*6,*7	166
		282.6*3	 *8(16.9*3)	SFVC2B	167										
	*28 代替原子炉補機冷却系配管(B-1)分岐部 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)分岐部	1.37*2	70	609.6*3	 *8(9.5*3)	SM400C*9	*10 代替原子炉補機冷却系配管(B-1)分岐部 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)分岐部	変更なし	90*5	変更なし			169		
				—						1.37*5	90*5	609.6*3,*6,*7	9.5*3,*6,*7	STPT410*6,*7	170
1.37*2		70	628.6*3	 *8(19.0*3)	SM400C*9	変更なし				90*5	変更なし			171	
			466.8*3	 *8(14.3*3)	SM400C*9						172				
			457.2*3	 *8(9.5*3)	SM400C*9						173				

変更前						変更後						NO. *54	
名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料		
原子炉補機冷却水系	*28 原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E) 分岐部 ～ 代替原子炉補機冷却系配管 (B-2) 分岐部	—				SM400C*9	*10 原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E) 分岐部 ～ 代替原子炉補機冷却系配管 (B-2) 分岐部	1.37*5	90*5	*3, *7 609.6 / 457.2	*7 □ *8 (9.5*3) *8 (9.5*3)	SM400C*7	174
		1.37*2	70	457.2*3	□ *8 (9.5*3)			変更なし	変更なし 90*5	変更なし		175	
		—						1.37*5	90*5	282.6*3	□ *8 (16.9*3)	SFVC2B	176
	*28 代替原子炉補機冷却系配管 (B-2) 分岐部 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(B)	1.37*2	70	457.2*3	□ *8 (9.5*3)	SM400C*9	変更なし	変更なし				178	
		—				1.37*5		70*5	457.2*3, *6, *7	9.5*3, *6, *7	STPT410*6, *7	179	
	*28 原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E) 分岐部 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(E)	1.37*2	70	457.2*3	□ *8 (9.5*3)		SM400C*9		変更なし	1.37*5	70*5	*3, *7 457.2 / 406.4	*7 □ *8 (9.5*3) *8 (9.5*3)
						—						1.37*5	70*5
	*29 残留熱除去系熱交換器(B)入口配管分岐部 ～ P21-F016B	1.37*2	70	366.8*3	□ *8 (16.7*3)	SM400C*9	変更なし	1.37*5	70*5	457.2*3, *6, *7	9.5*3, *6, *7		
				355.6*3	□ *8 (11.1*3)	SM400C*9				*3, *7 457.2 / 406.4	*7 □ *8 (9.5*3) *8 (9.5*3)	SM400C*7	183
				318.5*3	10.3*3	STPT410*4				変更なし		—	
355.6*3				11.1*3	STPT410*4	変更なし				—			

変更前						変更後						NO. *54		
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			
原子炉補機冷却水系	P21-F037B ～ 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B)出口配管合流部	1.37*2	70	355.6*3	11.1*3	STPT410*4	変更なし	1.37*2	70	355.6*3	□*8(11.1*3)	SM400C*9	—	
				366.8*3	□*8(16.7*3)	SM400C*9				—				
				318.5*3	10.3*3	STPT410*4				—				
	原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (E)出口配管分岐部 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管分岐部	1.37*2	70	318.5*3	10.3*3	STPT410*4		原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (E)出口配管分岐部 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管分岐部	1.37*5	70*5	318.5*3, *6, *7	10.3*3, *6, *7	STPT410*6, *7	184
	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管分岐部							318.5*3, *7			10.3*3, *7	STPT410*7	185	
	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管分岐部 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)	1.37*2	70	216.3*3	8.2*3	STPT410*4		燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管分岐部 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)	1.37*5	70*5	318.5*3, *7	10.3*3, *7	STPT410*7	186
	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)							216.3*3, *6, *7			8.2*3, *6, *7	STPT410*6, *7	187	
	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) ～ 原子炉補機冷却水系サージタンク(B)出口配管合流部	1.37*2	70	216.3*3	8.2*3	STPT410*4		燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) ～ 原子炉補機冷却水系サージタンク(B)出口配管合流部	1.37*5	70*5	216.3*3, *6, *7	8.2*3, *6, *7	STPT410*6, *7	188
	原子炉補機冷却水系サージタンク(B)出口配管合流部							変更なし			189			
	原子炉補機冷却水系サージタンク(B)出口配管合流部 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部	1.37*2	70	406.4*3	9.5*3	STPT410*4		原子炉補機冷却水系サージタンク(B)出口配管合流部 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部	1.37*5	70*5	406.4*3, *6, *7	8.2*3, *6, *7	STPT410*6, *7	190
	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部							変更なし			191			
	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部 ～ 残留熱除去系熱交換器(B)出口配管合流部	1.37*2	70	406.4*3	9.5*3	STPT410*4		原子炉補機冷却水系サージタンク(B)出口配管合流部 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部	1.37*5	70*5	406.4*3, *7	9.5*3, *7	STPT410*7	192
	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部							406.4*3, *6, *7			9.5*3, *6, *7	STPT410*6, *7	193	
	残留熱除去系熱交換器(B)出口配管合流部							変更なし			194			
	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部 ～ 残留熱除去系熱交換器(B)出口配管合流部	1.37*2	70	406.4*3	9.5*3	STPT410*4		燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部 ～ 残留熱除去系熱交換器(B)出口配管合流部	1.37*5	70*5	406.4*3, *7	9.5*3, *7	STPT410*7	195
残留熱除去系熱交換器(B)出口配管合流部	406.4*3, *6, *7						9.5*3, *6, *7	STPT410*6, *7			196			
残留熱除去系熱交換器(B)出口配管合流部	変更なし						197							
燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部	1.37*2	70	406.4*3	□*8(9.5*3)	SM400C*9	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部	1.37*5	70*5	406.4*3, *6, *7	9.5*3, *6, *7	STPT410*6, *7	198		
燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部				□*8(14.3*3)	SM400C*9	変更なし			199					
燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部	1.37*2	70	406.4*3	□*8(9.5*3)	SM400C*9	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部	1.37*5	70*5	406.4*3, *6, *7	9.5*3, *6, *7	STPT410*6, *7	200		
燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部				□*8(14.3*3)	SM400C*9	変更なし			200					

変更前						変更後						NO. *54							
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								
原子炉補機冷却水系	燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B)入口配管分岐部 *34	1.37*2	70	216.3*3	8.2*3	STPT410*4	変更なし	変更なし					201						
	非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部	—						1.37*5	70*5	216.3*3,*6,*7	8.2*3,*6,*7	STPT410*6,*7	202						
		1.37*2	70	70.1*3	□ *8(8.7*3)	S25C		変更なし					203						
				77.0*3	□ *8(7.9*3)	S25C							204						
	非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部 *34	1.37*2	70	216.3*3	8.2*3	STPT410*4	変更なし	変更なし					205						
	非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部	—						1.37*5	70*5	216.3 /216.3 /165.2 *3,*7	8.2 /8.2 /7.1 *3,*7	STPT410*7	206						
	非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部 *34	—					1.37*5	70*5	216.3*3,*6,*7	8.2*3,*6,*7	STPT410*6,*7	207							
	非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器	1.37*2	70	216.3*3	8.2*3	STPT410*4						変更なし					208		
		—	—	—	—	—	1.37*5	70*5	216.3 /139.8 *3,*7	8.2 /6.6 *3,*7	STPT410*7	209							
												139.8*3,*6,*7	6.6*3,*6,*7	STPT410*6,*7	210				
									変更なし					変更なし					211
										—	—	—	—	—	1.37*5	70*5	139.8 /114.3 *3,*7	6.6 /6.0 *3,*7	STPT410*7
	114.3*3,*6,*7	6.0*3,*6,*7	STPT410*6,*7	213															
		1.37*2	70	114.3*3	6.0*3	STPT410*4	変更なし					214							

変更前						変更後						NO. *54			
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				
原子炉補機冷却水系	非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器 ~ 非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部	1.37*2	70	114.3*3	6.0*3	STPT410*4	原子炉補機冷却水系	変更なし					215		
	—	1.37*5	70*5	114.3*3,*6,*7	6.0*3,*6,*7	STPT410*6,*7		216							
				*3,*7 139.8 /114.3	*3,*7 6.6 /6.0	STPT410*7		217							
	1.37*2	70	139.8*3	6.6*3	STPT410*4	変更なし					218				
	—	1.37*5	70*5	139.8*3,*6,*7	6.6*3,*6,*7	STPT410*6,*7		219							
				*3,*7 216.3 /139.8	*3,*7 8.2 /6.6	STPT410*7		220							
	1.37*2	70	216.3*3	8.2*3	STPT410*4	変更なし					221				
	非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部 ~ 非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部	—						1.37*5	70*5	*3,*7 216.3 /216.3 /165.2	*3,*7 8.2 /8.2 /7.1	STPT410*7	222		
		—								変更なし					223
		1.37*2	70	216.3*3	8.2*3	STPT410*4				1.37*5	70*5	216.3*3,*6,*7	8.2*3,*6,*7	STPT410*6,*7	224
非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部 ~ 非常用ディーゼル発電設備(B)清水冷却器	1.37*2	70	216.3*3	8.2*3	STPT410*4	1.37*5	70*5	変更なし				225			
			77.0*3	□*8(7.9*3)	S25C			226							
			70.1*3	□*8(8.7*3)	S25C			227							
	—							216.3*3,*6,*7	8.2*3,*6,*7	STPT410*6,*7	228				

変更前						変更後						NO. *54	
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		
原子炉補機冷却水系	*36 非常用ディーゼル発電設備(B) 発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(B) 発電機軸受潤滑油冷却器	1.37*2	70	60.5*3	5.5*3	STPT410*4	変更なし	変更なし					229
								1.37*5	70*5	61.1*3,*6,*7,*20	6.9*3,*6,*7,*21	S25C*6,*7	230
						*3,*7,*20				*3,*7,*21	61.1 / — /61.1	6.9 / — /6.9	S25C*7
	*37 非常用ディーゼル発電設備(B) 発電機軸受潤滑油冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(B) 発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部	1.37*2	70	60.5*3	5.5*3	STPT410*4	変更なし	変更なし					232
								1.37*5	70*5	61.1*3,*6,*7,*20	6.9*3,*6,*7,*21	S25C*6,*7	233
						*3,*7,*20				*3,*7,*21	61.1 / — /61.1	6.9 / — /6.9	S25C*7
	*38 非常用ディーゼル発電設備(B) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(B) 潤滑油冷却器	1.37*2	70	165.2*3	7.1*3	STPT410*4	変更なし	変更なし					235
								1.37*5	70*5	165.2*3,*6,*7	7.1*3,*6,*7	STPT410*6,*7	236
											237		
	*39 非常用ディーゼル発電設備(B) 潤滑油冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(B) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部	1.37*2	70	165.2*3	7.1*3	STPT410*4	変更なし	変更なし					237
								1.37*5	70*5	165.2*3,*6,*7	7.1*3,*6,*7	STPT410*6,*7	238
											239		
*40 非常用ディーゼル発電設備(B) 清水冷却器 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部	1.37*2	70	216.3*3	8.2*3	STPT410*4	変更なし	変更なし					239	
							1.37*5	70*5	216.3*3,*6,*7	8.2*3,*6,*7	STPT410*6,*7	240	
									*3,*7	*3,*7	216.3 /216.3 /216.3	8.2 /8.2 /8.2	STPT410*7

変更前						変更後						NO. *54	
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		
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系サージタンク (B) *26	1.37*2	70	355.6*3	11.1*3	STPT410*4	原子炉補機冷却水系サージタンク (B) *10	変更なし					242
	原子炉補機冷却水系サージタンク (B) 出口配管合流部	—					原子炉補機冷却水系サージタンク (B) 出口配管合流部	1.37*5	70*5	355.6*3, *6, *7	11.1*3, *6, *7	STPT410*6, *7	243
	原子炉補機冷却水ポンプ (C), (F)	1.37*2	70	267.4*3	9.3*3	STPT410*4	原子炉補機冷却水系	変更なし					244
	原子炉補機冷却水系熱交換器 (C), (F)	—						1.37*5	70*5	267.4*3, *6, *7	9.3*3, *6, *7	STPT410*6, *7	245
		1.37*2	70	355.6*3	11.1*3	STPT410*4		355.6*3, *7	11.1*3, *7	11.1/9.3	STPT410*7	246	
		—						変更なし					247
				355.6*3	11.1*3	STPT410*4		1.37*5	70*5	355.6*3, *6, *7	11.1*3, *6, *7	STPT410*6, *7	248
		—						508.0*3, *7	11.1*3, *7	508.0/355.6	□ *8 (9.5*3) *8 (11.1*3)	SM400C*7	249
				355.6*3	□ *8 (11.1*3)	SM400C*9		変更なし					250
				366.8*3	□ *8 (16.7*3)	SM400C*9		変更なし					251
		1.37*2	70	508.0*3	□ *8 (9.5*3)	SM400C*9		変更なし					252
				517.6*3	□ *8 (14.3*3)	SM400C*9		変更なし					253
		—						1.37*5	70*5	508.0*3, *6, *7	9.5*3, *6, *7	STPT410*6, *7	254
		—						1.37*5	70*5	355.6*3, *7	11.1*3, *7	11.1/11.1	STPT410*7
	—					1.37*5		70*5	355.6/355.6	11.1/11.1	STPT410*7	255	



変更前						変更後						NO. *54	
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		
原子炉補機冷却水系	*41 原子炉補機冷却水系熱交換器 (C), (F) ～ タービン建屋内原子炉補機冷却系配管分岐部	1.37*2	70	355.6*3	11.1*3	STPT410*4	変更なし						256
		—						1.37*5	70*5	355.6*3, *6, *7	11.1*3, *6, *7	STPT410*6, *7	257
	355.6*3, *7 /355.6									11.1*3, *7 /11.1	STPT410*7	258	
	508.0*3, *7 /355.6									<input type="checkbox"/> *8(9.5*3) *8(11.1*3)	SM400C*7	259	
	1.37*2	70	355.6*3	<input type="checkbox"/> *8(11.1*3)	SM400C*9	原子炉補機冷却水系 変更なし						260	
			366.8*3	<input type="checkbox"/> *8(16.7*3)	SM400C*9							261	
			508.0*3	<input type="checkbox"/> *8(9.5*3)	SM400C*9							262	
			517.6*3	<input type="checkbox"/> *8(14.3*3)	SM400C*9							263	
	—						1.37*5	70*5	508.0*3, *6, *7	9.5*3, *6, *7	STPT410*6, *7	264	
									508.0*3, *7	<input type="checkbox"/> *8(16.0*3)	SM400C*7	265	
*41 タービン建屋内原子炉補機冷却系配管分岐部 ～ 残留熱除去系熱交換器(C)入口配管分岐部	1.37*2	70	517.6*3	<input type="checkbox"/> *8(14.3*3)	SM400C*9	変更なし						266	
			508.0*3	<input type="checkbox"/> *8(9.5*3)	SM400C*9							267	
			229.1*3	<input type="checkbox"/> *8(14.6*3)	SF440A*42							268	
			216.3*3	<input type="checkbox"/> *8(8.2*3)	SF440A*42							269	

変更前						変更後						NO. *54	
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		
原子炉補機冷却水系	*41 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)	1.37*2	70	508.0*3	□*8(9.5*3)	SM400C*9	変更なし	変更なし					270
		—						1.37*5	70*5	508.0*3,*7 / 406.4	□*8(9.5*3) *8(9.5*3)	SM400C*7	271
		—								406.4*3,*6,*7	9.5*3,*6,*7	STPT410*6,*7	272
	—					変更なし					273		
	*43 残留熱除去系熱交換器(C) ～ 残留熱除去系熱交換器(C)出口配管合流部	—					1.37*5	70*5	406.4*3,*6,*7	9.5*3,*6,*7	STPT410*6,*7	274	
		1.37*2	70	406.4*3	9.5*3	STPT410*4			変更なし				
	*44 残留熱除去系熱交換器(C)出口配管合流部 ～ タービン建屋内原子炉補機冷却系配管合流部	1.37*2	70	406.4*3	□*8(9.5*3)	SM400C*9	原子炉補機冷却水系	変更なし					276
				416.0*3	□*8(14.3*3)	SM400C*9							277
				517.6*3	□*8(14.3*3)	SM400C*9							278
				508.0*3	□*8(9.5*3)	SM400C*9							279
	*43 タービン建屋内原子炉補機冷却系配管合流部 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)	1.37*2	70	508.0*3	□*8(9.5*3)	SM400C*9	変更なし					280	
				517.6*3	□*8(14.3*3)	SM400C*9						281	
		—					1.37*5	70*5	508.0*3,*6,*7	9.5*3,*6,*7	STPT410*6,*7	282	
		1.37*2	70	366.8*3	□*8(16.7*3)	SM400C*9	変更なし					283	
355.6*3				□*8(11.1*3)	SM400C*9	284							
—					1.37*5	70*5	508.0*3,*7 / 355.6	□*8(9.5*3) *8(11.1*3)	SM400C*7	285			
1.37*2		70	355.6*3	11.1*3			STPT410*4	変更なし					286
—					1.37*5	70*5	355.6*3,*6,*7	11.1*3,*6,*7	STPT410*6,*7	287			

変更前						変更後						NO. *54		
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			
原子炉補機冷却水系	*45 残留熱除去系熱交換器(C)入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部	1.37*2	70	216.3*3	8.2*3	STPT410*4	原子炉補機冷却水系	変更なし					288	
		—						1.37*5	70*5	216.3*3,*6,*7	8.2*3,*6,*7	STPT410*6,*7	289	
		1.37*2	70	70.1*3	□*8(8.7*3)	S25C		変更なし					290	
				77.0*3	□*8(7.9*3)	S25C		変更なし					291	
	*45 非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部	1.37*2	70	216.3*3	8.2*3	STPT410*4		変更なし	変更なし					292
		—							1.37*5	70*5	216.3*3,*7 /216.3 /165.2	8.2*3,*7 /8.2 /7.1	STPT410*7	293
	*45 非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C)機関付空気冷却器	—						変更なし	1.37*5	70*5	216.3*3,*6,*7	8.2*3,*6,*7	STPT410*6,*7	294
		—							変更なし					295
		1.37*2	70	216.3*3	8.2*3	STPT410*4			1.37*5	70*5	216.3*3,*7 /139.8	8.2*3,*7 /6.6	STPT410*7	296
											139.8*3,*6,*7	6.6*3,*6,*7	STPT410*6,*7	297
—					変更なし					298				
1.37*2		70	139.8*3	6.6*3	STPT410*4	1.37*5	70*5		139.8*3,*7 /114.3	6.6*3,*7 /6.0	STPT410*7	299		
	114.3*3,*6,*7							6.0*3,*6,*7	STPT410*6,*7	300				
—					変更なし					301				

変更前						変更後						NO. *54			
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				
原子炉補機冷却水系	*46 非常用ディーゼル発電設備(C) 機関付空気冷却器	1.37*2	70	114.3*3	6.0*3	STPT410*4	原子炉補機冷却水系	変更なし					302		
	*46 非常用ディーゼル発電設備(C) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 出口配管合流部	—						1.37*5	70*5	114.3*3,*6,*7	6.0*3,*6,*7	STPT410*6,*7	303		
		—								139.8*3,*7 /114.3	6.6*3,*7 /6.0	STPT410*7	304		
	1.37*2	70	139.8*3	6.6*3	STPT410*4	変更なし					305				
	*46 非常用ディーゼル発電設備(C) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 出口配管合流部	—						1.37*5	70*5	139.8*3,*6,*7	6.6*3,*6,*7	STPT410*6,*7	306		
		—								216.3*3,*7 /139.8	8.2*3,*7 /6.6	STPT410*7	307		
	1.37*2	70	216.3*3	8.2*3	STPT410*4	変更なし					308				
	*46 非常用ディーゼル発電設備(C) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 出口配管合流部	—						1.37*5	70*5	216.3*3,*7 /216.3	8.2*3,*7 /8.2	STPT410*7	309		
		—								変更なし					310
		1.37*2	70	216.3*3	8.2*3	STPT410*4				1.37*5	70*5	216.3*3,*6,*7	8.2*3,*6,*7	STPT410*6,*7	311
—					変更なし							312			
*46 非常用ディーゼル発電設備(C) 発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部	1.37*2	70	216.3*3	8.2*3	STPT410*4	変更なし					313				
			77.0*3	□*8(7.9*3)	S25C										
			70.1*3	□*8(8.7*3)	S25C										
*46 非常用ディーゼル発電設備(C) 清水冷却器	—					1.37*5	70*5	216.3*3,*6,*7	8.2*3,*6,*7	STPT410*6,*7	315				
*47 非常用ディーゼル発電設備(C) 発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部	—					変更なし					316				
	1.37*2	70	60.5*3	5.5*3	STPT410*4	1.37*5	70*5	61.1*3,*6,*7,*20	6.9*3,*6,*7,*21	S25C*6,*7	317				
			—					61.1*3,*7,*20 /— /61.1	6.9*3,*7,*21 /— /6.9	S25C*7	318				

変更前						変更後						NO. *54	
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		
原子炉補機冷却水系	*48 非常用ディーゼル発電設備(C) 発電機軸受潤滑油冷却器	1.37*2	70	60.5*3	5.5*3	STPT410*4	変更なし	変更なし					319
	~ 非常用ディーゼル発電設備(C) 発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部	—						1.37*5	70*5	61.1*3,*6,*7,*20	6.9*3,*6,*7,*21	S25C*6,*7	320
						61.1 /— /61.1				6.9 /— /6.9	S25C*7	321	
	*49 非常用ディーゼル発電設備(C) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部	1.37*2	70	165.2*3	7.1*3	STPT410*4	変更なし	変更なし					322
	~ 非常用ディーゼル発電設備(C) 潤滑油冷却器	—						1.37*5	70*5	165.2*3,*6,*7	7.1*3,*6,*7	STPT410*6,*7	323
	*50 非常用ディーゼル発電設備(C) 潤滑油冷却器	1.37*2	70	165.2*3	7.1*3	STPT410*4	変更なし			変更なし			
	~ 非常用ディーゼル発電設備(C) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部	—						1.37*5	70*5	165.2*3,*6,*7	7.1*3,*6,*7	STPT410*6,*7	325
	*51 非常用ディーゼル発電設備(C) 清水冷却器	1.37*2	70	216.3*3	8.2*3	STPT410*4	変更なし			変更なし			
	~ 原子炉補機冷却水系サージタンク(C) 出口配管合流部	—						1.37*5	70*5	216.3*3,*6,*7	8.2*3,*6,*7	STPT410*6,*7	327
						216.3 /216.3 /216.3				8.2 /8.2 /8.2	STPT410*7	328	
	*51 原子炉補機冷却水系サージタンク(C) 出口配管合流部	—					1.37*5	70*5	406.4*3,*7	9.5*3,*7	STPT410*7	329	
	~ 残留熱除去系熱交換器(C) 出口配管合流部	1.37*2	70	406.4*3	9.5*3	STPT410*4			変更なし				
	—					1.37*5			70*5	406.4*3,*6,*7	9.5*3,*6,*7	STPT410*6,*7	331
							508.0 /406.4	<input type="checkbox"/> *8(9.5*3) *8(9.5*3)		SM400C*7	332		

変更前						変更後						NO. *54	
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		
原子炉補機冷却水系	タービン建屋内原子炉補機冷却系配管分岐部 ～ P21-F016C *52	1.37*2	70	366.8*3	□ *8(16.7*3)	SM400C*9	原子炉補機冷却水系	変更なし	70	355.6*3, *6, *7	11.1*3, *6, *7	STPT410*6, *7	—
				355.6*3	□ *8(11.1*3)	SM400C*9							—
				355.6*3	11.1*3	STPT410*4							—
				318.5*3	10.3*3	STPT410*4							—
	P21-F037C ～ タービン建屋内原子炉補機冷却系配管合流部 *53	1.37*2	70	355.6*3	11.1*3	STPT410*4							—
				355.6*3	□ *8(11.1*3)	SM400C*9							—
				366.8*3	□ *8(16.7*3)	SM400C*9							—
	原子炉補機冷却水系サージタンク (C) ～ 原子炉補機冷却水系サージタンク (C) 出口配管合流部 *26	1.37*2	70	355.6*3	11.1*3	STPT410*4							333
				変更なし									334
	—												変更なし

変更前						変更後						NO. *54	
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		
原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却海水ポンプ ～ 原子炉補機冷却海水系ストレート	0.78*2	50	508.0*3	□*8(9.5*3)	SM400C*9	原子炉補機冷却海水系	変更なし					336
	517.6*3			□*8(14.3*3)	SM400C*9	変更なし					337		
	—							0.78*5	50*5	508.0*3,*6,*7	9.5*3,*6,*7	STPT410*6,*7	338
	原子炉補機冷却海水系ストレート ～ 原子炉補機冷却水熱交換器	0.78*2	50	508.0*3	□*8(9.5*3)	SM400C*9		変更なし					339
	—							0.78*5	50*5	508.0*3,*6,*7	9.5*3,*6,*7	STPT410*6,*7	340
	原子炉補機冷却水熱交換器 ～ 放水槽	0.78*2	50	508.0*3	□*8(9.5*3)	SM400C*9		変更なし					341
—							0.78*5	50*5	508.0*3,*6,*7	9.5*3,*6,*7	STPT410*6,*7	342	

注記\*1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉補機冷却水ポンプ(A)，(D)から原子炉補機冷却水熱交換器(A)，(D)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「STPT42」と記載。記載内容は、設計図書による。

\*5：重大事故等時における使用時の値。

\*6：エルボを示す。

\*7：本設備は既存の設備である。

\*8：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10月13日付け4資庁第8733号にて認可された工事計画のIV-3-1-2-3「管の強度計算書」による。

\*9：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。

\*10：原子炉補機冷却設備（代替原子炉補機冷却系）と兼用。

\*11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉補機冷却水熱交換器(A)，(D)から残留熱除去系熱交換器(A)まで」と記載。

\*12：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)から原子炉補機冷却水ポンプ(A)，(D)まで」と記載。

\*13：記載の適正化を行う。既工事計画書には「熱交換器(A)・(D)出口配管から原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)まで」と記載。

\*14：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)からポンプ(A)・(D)入口配管まで」と記載。

\*15：記載の適正化を行う。既工事計画書には「非再生熱交換器(A)入口配管から燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)まで」と記載。

\*16：記載の適正化を行う。既工事計画書には「燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)から非再生熱交換器(A)出口配管まで」と記載。

\*17：記載の適正化を行う。既工事計画書には「FPC熱交換器(A)入口配管から非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器まで」と記載。

\*18：記載の適正化を行う。既工事計画書には「非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器から非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器まで」と記載。

\*19：記載の適正化を行う。既工事計画書には「空気冷却器(A)入口配管から非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器まで」と記載。

\*20：差込み継手の差込み部内径を示す。

\*21：差込み継手の最小厚さを示す。

\*22：記載の適正化を行う。既工事計画書には「非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器から空気冷却器(A)出口配管まで」と記載。

\*23：記載の適正化を行う。既工事計画書には「空気冷却器(A)入口配管から非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器まで」と記載。

\*24：記載の適正化を行う。既工事計画書には「非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器から空気冷却器(A)出口配管まで」と記載。

\*25：記載の適正化を行う。既工事計画書には「非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器からFPC熱交換器(A)出口配管まで」と記載。

\*26：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。

\*27：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉補機冷却水熱交換器(B)，(E)から残留熱除去系熱交換器(B)まで」と記載。

\*28：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)から原子炉補機冷却水ポンプ(B)，(E)まで」と記載。

\*29：記載の適正化を行う。既工事計画書には「熱交換器(B)・(E)出口配管から原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B)まで」及び「原子炉補機冷却系熱交換器(B)，(E)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「原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B)からポンプ(B)・(E)入口配管まで」及び「残留熱除去系熱交換器(B)から原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)まで」と記載。
- \*31：記載の適正化を行う。既工事計画書には「熱交換器(B)・(E)出口配管から燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)まで」と記載。
- \*32：記載の適正化を行う。既工事計画書には「燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)からポンプ(B)・(E)入口配管まで」と記載。
- \*33：記載の適正化を行う。既工事計画書には「燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)からポンプ(B)・(E)入口配管まで」及び「残留熱除去系熱交換器(B)から原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)まで」と記載。
- \*34：記載の適正化を行う。既工事計画書には「F P C熱交換器(B)入口配管から非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器まで」と記載。
- \*35：記載の適正化を行う。既工事計画書には「非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器から非常用ディーゼル発電設備(B)清水冷却器まで」と記載。
- \*36：記載の適正化を行う。既工事計画書には「空気冷却器(B)入口配管から非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器まで」と記載。
- \*37：記載の適正化を行う。既工事計画書には「非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器から空気冷却器(B)出口配管まで」と記載。
- \*38：記載の適正化を行う。既工事計画書には「空気冷却器(B)入口配管から非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器まで」と記載。
- \*39：記載の適正化を行う。既工事計画書には「非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器から空気冷却器(B)出口配管まで」と記載。
- \*40：記載の適正化を行う。既工事計画書には「非常用ディーゼル発電設備(B)清水冷却器からF P C熱交換器(B)出口配管まで」と記載。
- \*41：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉補機冷却水系熱交換器(C),(F)から残留熱除去系熱交換器(C)まで」と記載。
- \*42：記載の適正化を行う。既工事計画書には「SF45A」と記載。記載内容は、設計図書による。
- \*43：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)から原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)まで」と記載。
- \*44：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)から原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)まで」及び「非常用ディーゼル発電設備(C)清水冷却器からポンプ(C)・(F)入口配管まで」と記載。
- \*45：記載の適正化を行う。既工事計画書には「熱交換器(C)・(F)出口配管から非常用ディーゼル発電設備(C)機関付空気冷却器まで」と記載。
- \*46：記載の適正化を行う。既工事計画書には「非常用ディーゼル発電設備(C)機関付空気冷却器から非常用ディーゼル発電設備(C)清水冷却器まで」と記載。
- \*47：記載の適正化を行う。既工事計画書には「空気冷却器(C)入口配管から非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器まで」と記載。
- \*48：記載の適正化を行う。既工事計画書には「非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器から空気冷却器(C)出口配管まで」と記載。
- \*49：記載の適正化を行う。既工事計画書には「空気冷却器(C)入口配管から非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器まで」と記載。
- \*50：記載の適正化を行う。既工事計画書には「非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器から空気冷却器(C)出口配管まで」と記載。
- \*51：記載の適正化を行う。既工事計画書には「非常用ディーゼル発電設備(C)清水冷却器からポンプ(C)・(F)入口配管まで」と記載。
- \*52：記載の適正化を行う。既工事計画書には「熱交換器(C)・(F)出口配管から気体廃棄物処理系排ガス復水器まで」及び「原子炉補機冷却水系熱交換器(C),(F)から残留熱除去系熱交換器(C)まで」と記載。
- \*53：記載の適正化を行う。既工事計画書には「気体廃棄物処理系排ガス復水器からポンプ(C)・(F)入口配管まで」及び「残留熱除去系熱交換器(C)から原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)まで」と記載。
- \*54：第4-5-1-2-1～31図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）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 4-5-1-2-1~31 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）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

[原子炉補機冷却水系主配管]

管NO.4\*- 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	457.2	+4.0mm -3.2mm	J I S B 2 3 1 2 による材料公差
厚さ	9.5	+規定しない -12.5%	同上

管NO.6\*- 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	216.3	+2.4mm -1.6mm	J I S B 2 3 1 2 による材料公差
厚さ	8.2	+規定しない -12.5%	同上

管NO.14\*- 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	406.4	+4.0mm -3.2mm	J I S B 2 3 1 2 による材料公差
厚さ	9.5	+規定しない -12.5%	同上

管NO.15\*- 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	406.4	+4.0mm -3.2mm	J I S B 2 3 1 3 による材料公差
厚さ	9.5	+規定しない <input type="text"/> mm	【プラス側公差】 J I S B 2 3 1 3 による材料公差 【マイナス側公差】 製造能力, 製造実績を考慮したメーカー基準

K7 ① 4-5-1-2-1~31 R0

工事計画記載の公称値の許容範囲（続き）

管NO.16\*- 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	609.6	+6.4mm -4.8mm	J I S B 2 3 1 3 による材料公差
厚さ	9.5	+規定しない <input type="text"/> mm	【プラス側公差】 J I S B 2 3 1 3 による材料公差 【マイナス側公差】 製造能力, 製造実績を考慮したメーカー基準

管NO.18\*- 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	609.6	+6.4mm -4.8mm	J I S B 2 3 1 2 による材料公差
厚さ	9.5	+規定しない -12.5%	同上

管NO.20\*- 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	457.2	+4.0mm -3.2mm	J I S B 2 3 1 3 による材料公差
厚さ	9.5	+規定しない <input type="text"/> mm	【プラス側公差】 J I S B 2 3 1 3 による材料公差 【マイナス側公差】 製造能力, 製造実績を考慮したメーカー基準

管NO.21\*- 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	457.2	+4.0mm -3.2mm	J I S B 2 3 1 2 による材料公差
厚さ	9.5	+規定しない -12.5%	同上

工事計画記載の公称値の許容範囲（続き）

管NO. 22\*- 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	216.3	+2.4mm -1.6mm	J I S B 2 3 1 2 による材料公差
厚さ	8.2	+規定しない -12.5%	同上

管NO. 31\*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	267.4	<input type="text"/> mm	製造能力, 製造実績を考慮したメーカー基準
厚さ	9.3	<input type="text"/> mm	
		<input type="text"/> mm	同上

管NO. 32\*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	282.6	<input type="text"/> mm	製造能力, 製造実績を考慮したメーカー基準
厚さ	16.9	<input type="text"/> mm	
		<input type="text"/> mm	同上

管NO. 34\*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	282.6	<input type="text"/> mm	製造能力, 製造実績を考慮したメーカー基準
厚さ	16.9	<input type="text"/> mm	
		<input type="text"/> mm	同上

K7 ① 4-5-1-2-1~31 R0

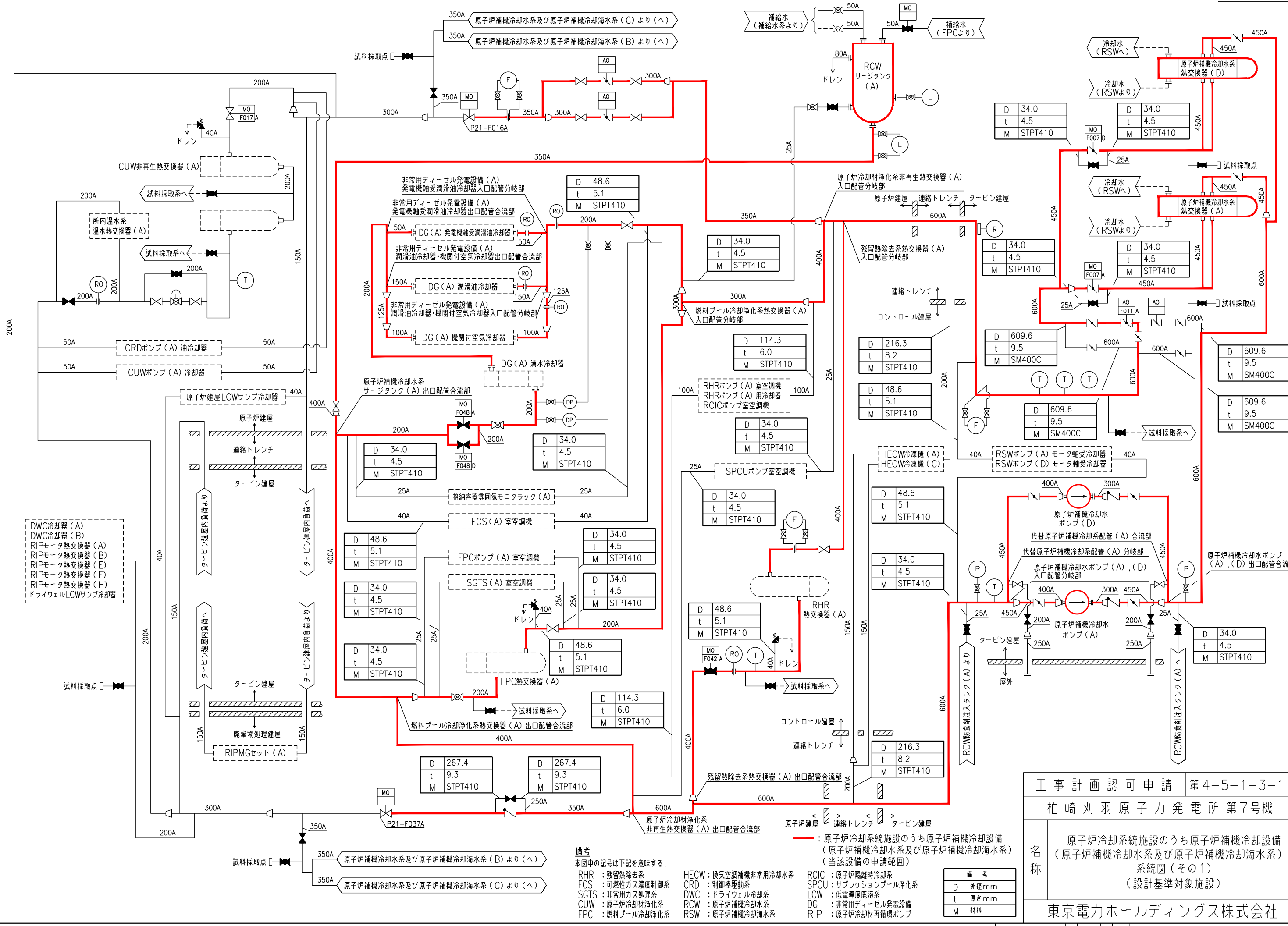
工事計画記載の公称値の許容範囲（続き）

管NO. 35\*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	267.4	<input type="text"/> mm <input type="text"/> mm	製造能力, 製造実績を考慮したメーカー基準
厚さ	9.3	<input type="text"/> mm <input type="text"/> mm	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。

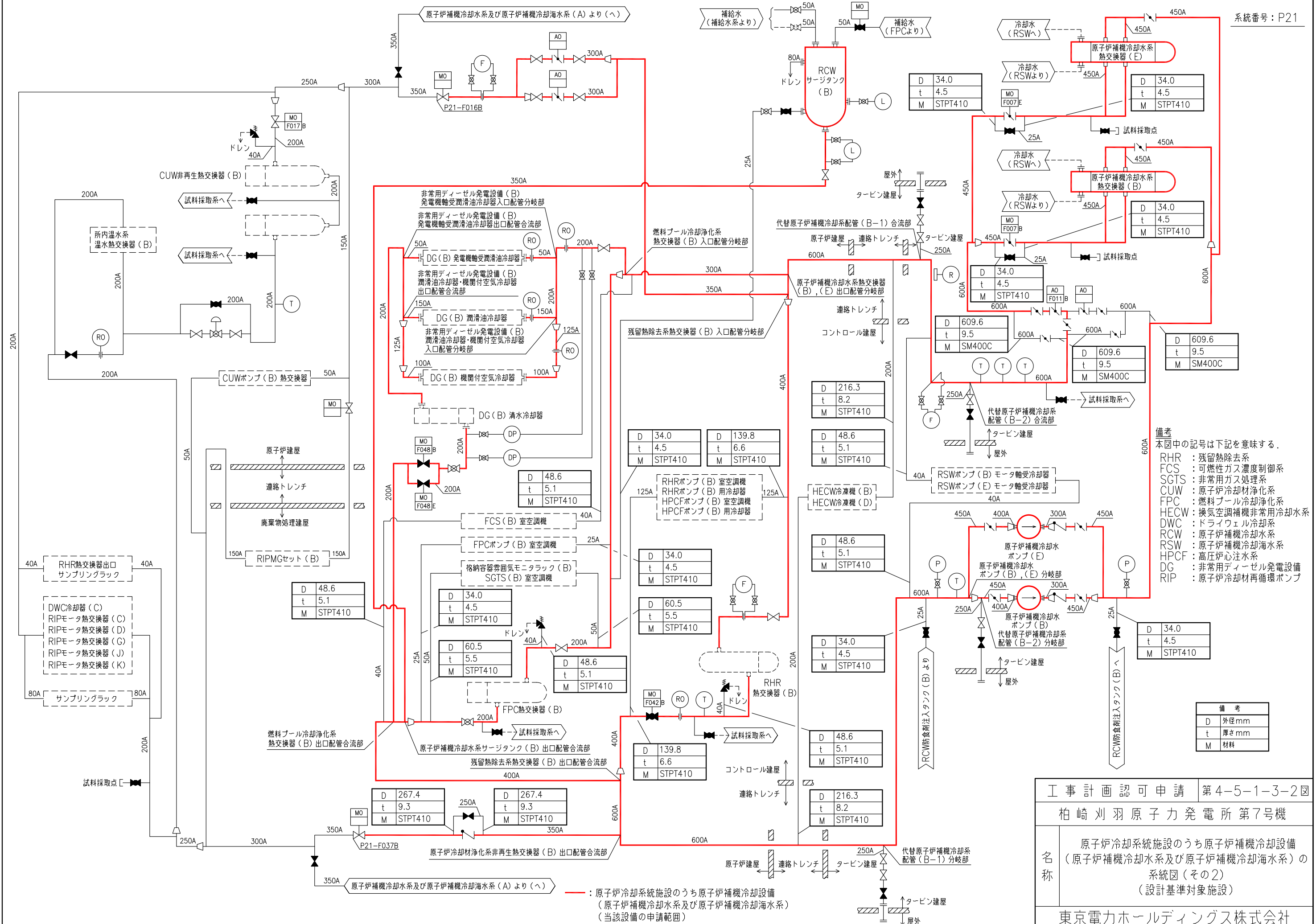


- DWC冷却器 (A)
- DWC冷却器 (B)
- RIPモータ熱交換器 (A)
- RIPモータ熱交換器 (B)
- RIPモータ熱交換器 (E)
- RIPモータ熱交換器 (F)
- RIPモータ熱交換器 (H)
- ドライウェルLCWサブ冷却器

- 備考  
本図中の記号は下記を意味する。
- RHR : 残留熱除去系
  - FCS : 可燃性ガス濃度制御系
  - SGTS : 非常用ガス処理系
  - CUW : 原子炉冷却材浄化系
  - FPC : 燃料プール冷却浄化系
  - HECW : 換気空調機非常用冷却水系
  - CRD : 制御棒駆動系
  - DWC : ドライウェル冷却系
  - RCW : 原子炉補機冷却水系
  - RSW : 原子炉補機冷却海水系
  - RCIC : 原子炉隔離時冷却系
  - SPCU : サプレッションプール浄化系
  - LCW : 低電導度廃液系
  - DG : 非常用ディーゼル発電設備
  - RIP : 原子炉冷却材再循環ポンプ

備考	
D	外径mm
t	厚さmm
M	材料

工事計画認可申請 第4-5-1-3-1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原子炉補機冷却設備  
 (原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)の  
 系統図(その1)  
 (設計基準対象施設)

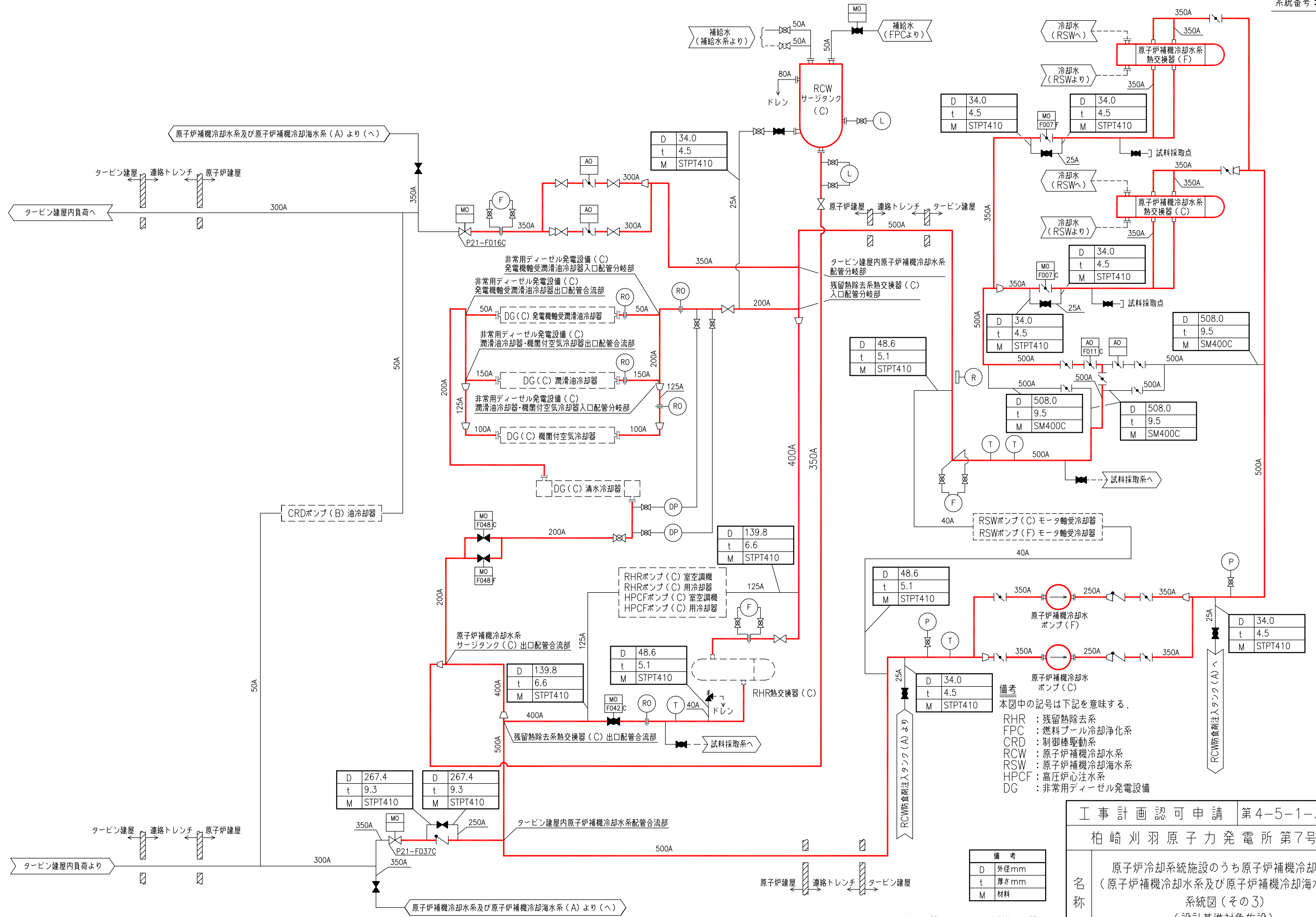


備考  
 本図中の記号は下記を意味する。  
 RHR : 残留熱除去系  
 FCS : 可燃性ガス濃度制御系  
 SGTS : 非常用ガス処理系  
 CUW : 原子炉冷却材浄化系  
 FPC : 燃料プール冷却浄化系  
 HECW : 換気空調機非常用冷却水  
 DWC : ドライウェル冷却系  
 RCW : 原子炉補機冷却水  
 RSW : 原子炉補機冷却海水  
 HPCF : 高圧炉心注水  
 DG : 非常用ディーゼル発電設備  
 RIP : 原子炉冷却材再循環ポンプ

備考		
D	外径	mm
t	厚さ	mm
M	材料	

工事計画認可申請 第4-5-1-3-2 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原子炉補機冷却設備  
 (原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)の  
 系統図(その2)  
 (設計基準対象施設)

— : 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備  
 (原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)  
 (当該設備の申請範囲)

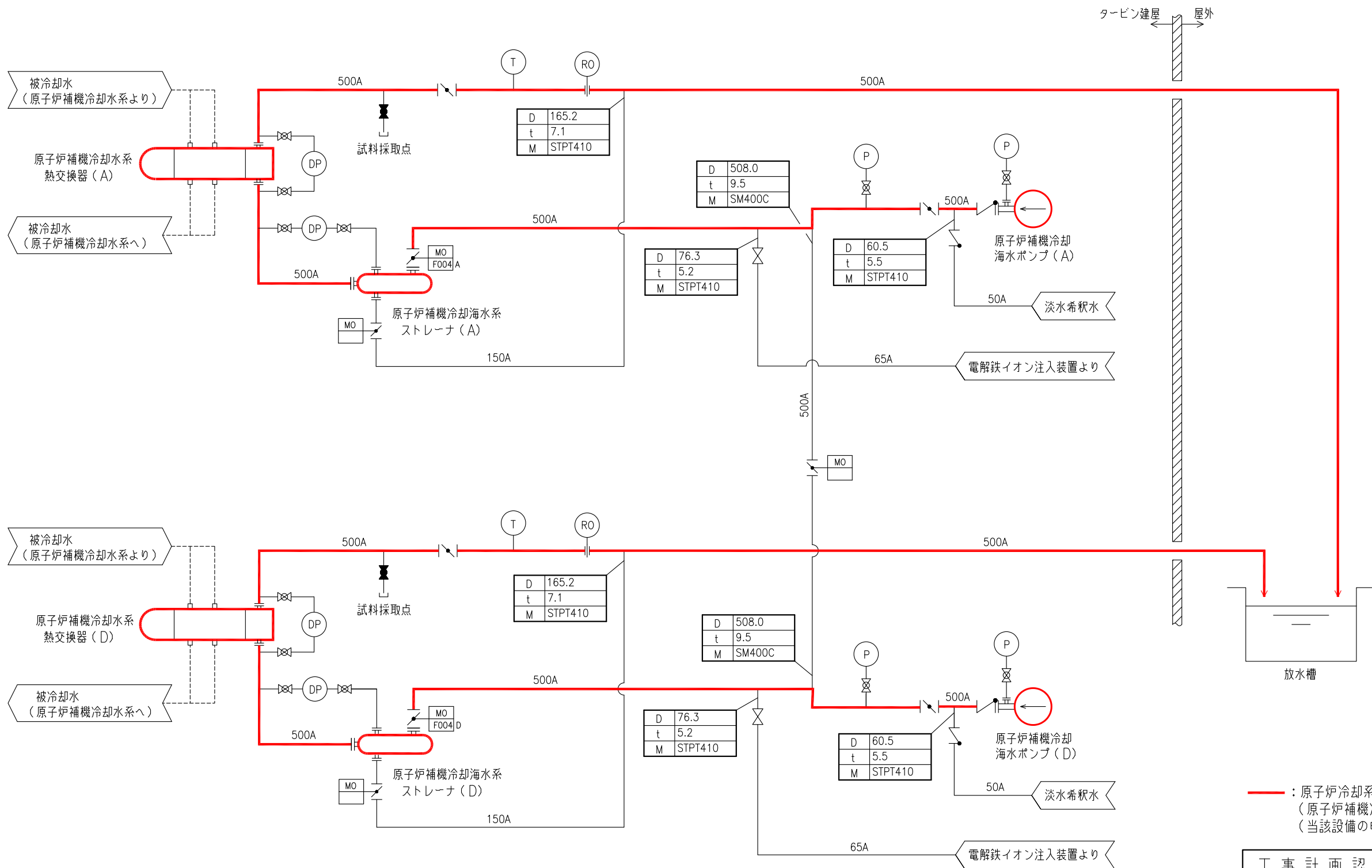


備考  
 D 外径mm  
 t 厚さmm  
 M 材料

本図中の記号は下記を意味する。  
 RHR : 残留熱除去系  
 FPC : 燃料プール冷却浄化系  
 CRD : 制御棒駆動系  
 RCW : 原子炉補機冷却水系  
 RSW : 原子炉補機冷却海水系  
 HPCF : 高压炉心注水系  
 DG : 非常用ディーゼル発電設備

— : 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備  
 (原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)  
 (当該設備の申請範囲)

工事計画認可申請 第4-5-1-3-3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原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)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

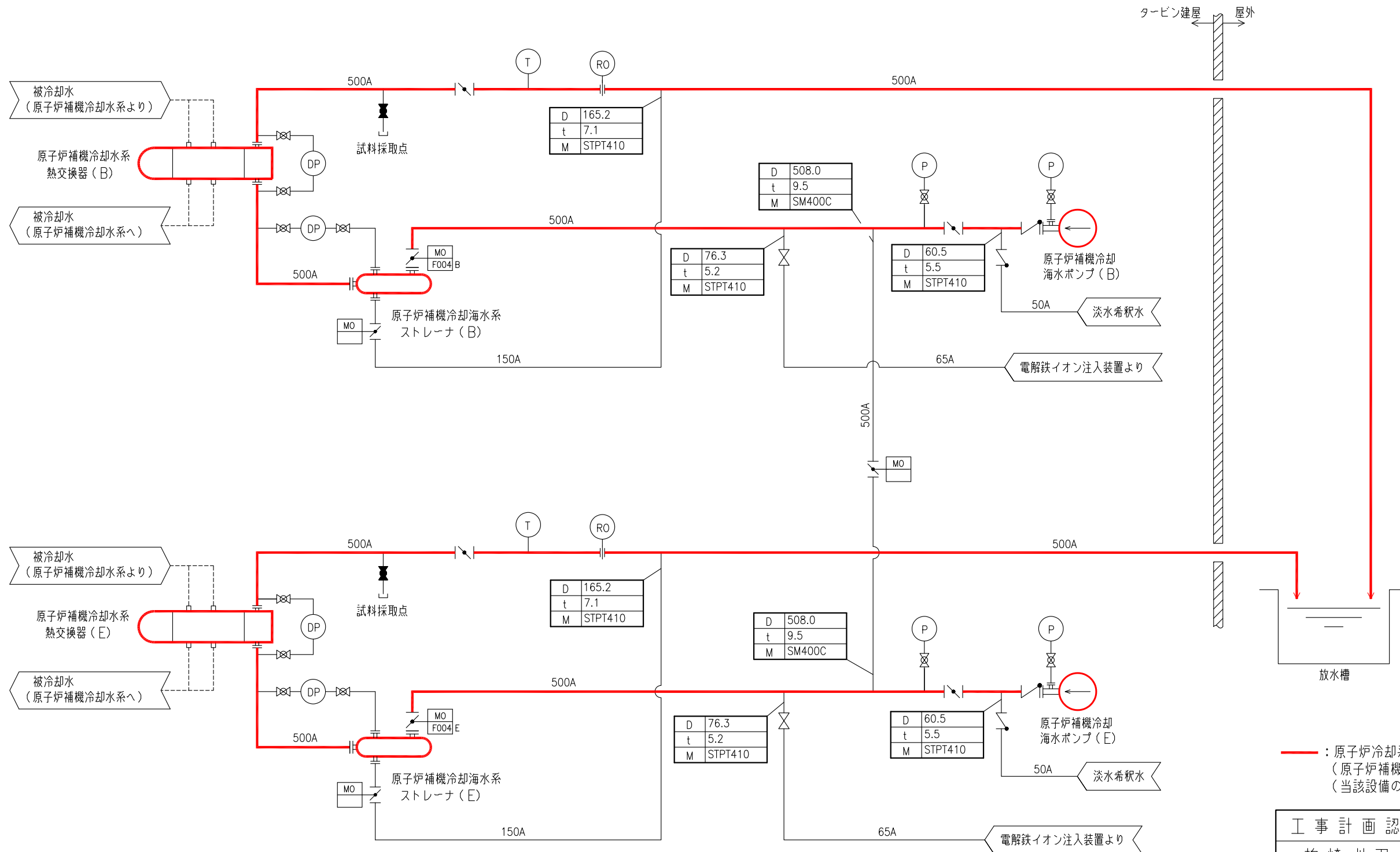


備考	
D	外径mm
t	厚さmm
M	材料

— : 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備  
(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)  
(当該設備の申請範囲)

工事計画認可申請	第4-5-1-3-4 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原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)の系統図(その4) (設計基準対象施設)
東京電力ホールディングス株式会社	

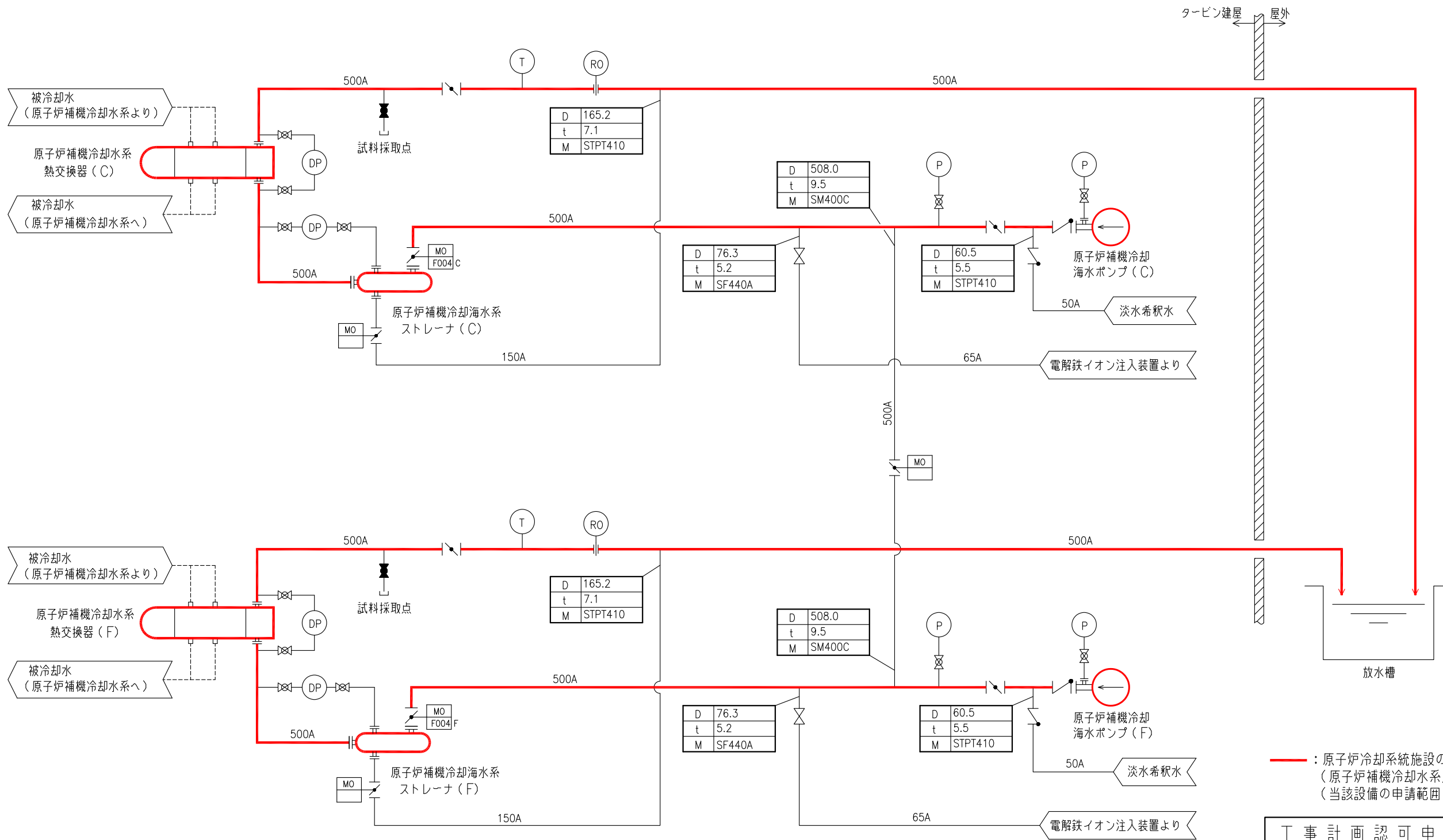




備考	
D	外径mm
t	厚さmm
M	材料

— : 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系) の系統図 (当該設備の申請範囲)

工事計画認可申請	第4-5-1-3-5 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原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系) の系統図 (その5) (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

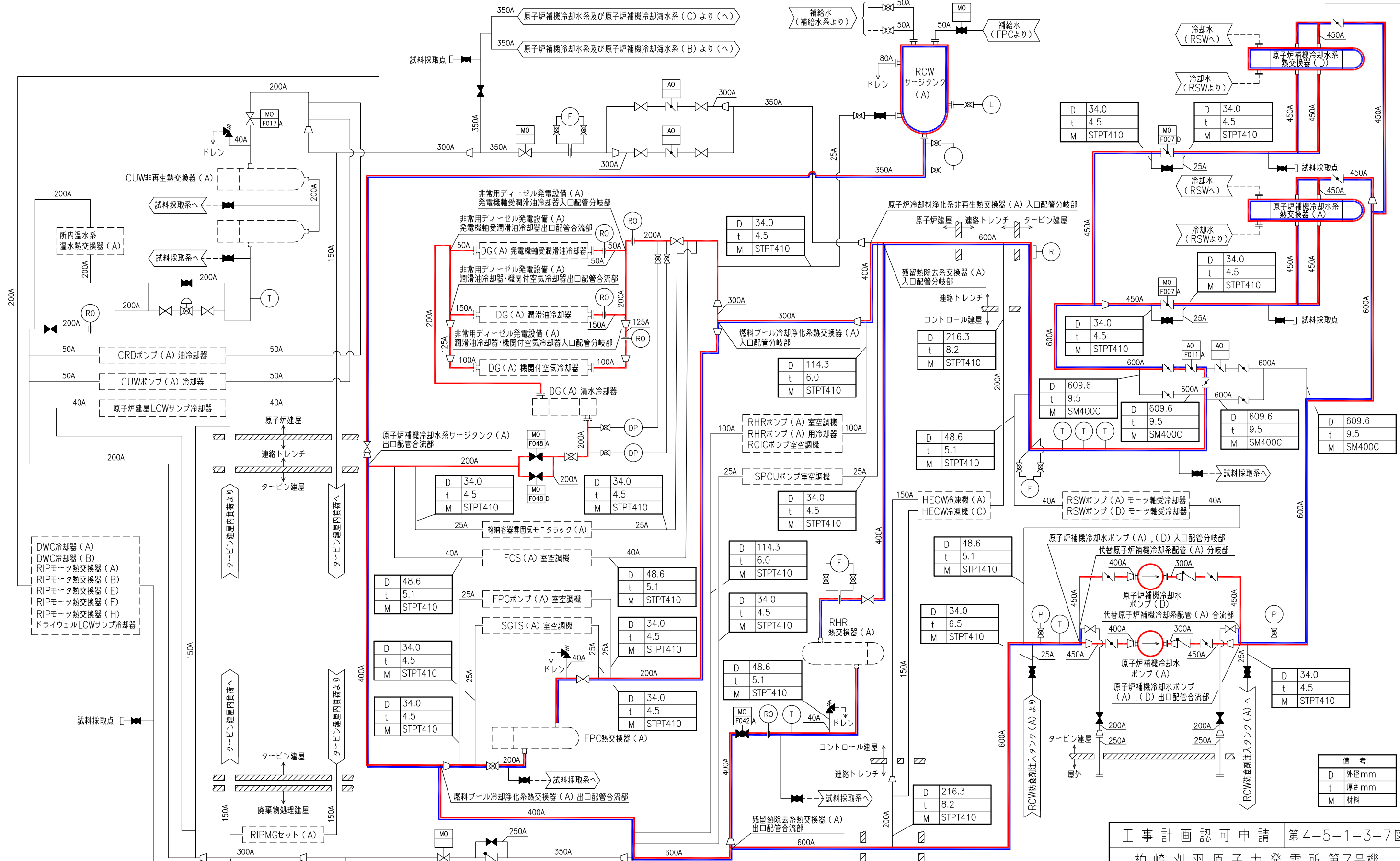
— : 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備  
 (原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)  
 (当該設備の申請範囲)

工事計画認可申請 第4-5-1-3-6 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原子炉補機冷却設備  
 (原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)の系統図(その6)  
 (設計基準対象施設)

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原子炉補機冷却設備  
 (原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)  
 (当該設備の申請範囲)  
— : 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備  
 (代替原子炉補機冷却系)  
 (兼用範囲)

350A 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系 (B) より (へ)  
 350A 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系 (C) より (へ)

備考

本図中の記号は下記を意味する。  
 RHR : 残留熱除去系  
 FCS : 可燃性ガス濃度制御系  
 SGTS : 非常用ガス処理系  
 CUW : 原子炉冷却材浄化系  
 FPC : 燃料プール冷却浄化系  
 HECW : 換気空調補機非常用冷却水系  
 CRD : 制御棒駆動系  
 DWC : ドライウェル冷却系  
 RCW : 原子炉補機冷却水系  
 RSW : 原子炉補機冷却海水系  
 RCIC : 原子炉隔離時冷却系  
 SPCU : サプレッションプール浄化系  
 LCW : 低濃度廃液系  
 DG : 非常用ディーゼル発電設備  
 RIP : 原子炉冷却材再循環ポンプ

備考	
D	外径mm
t	厚さmm
M	材料

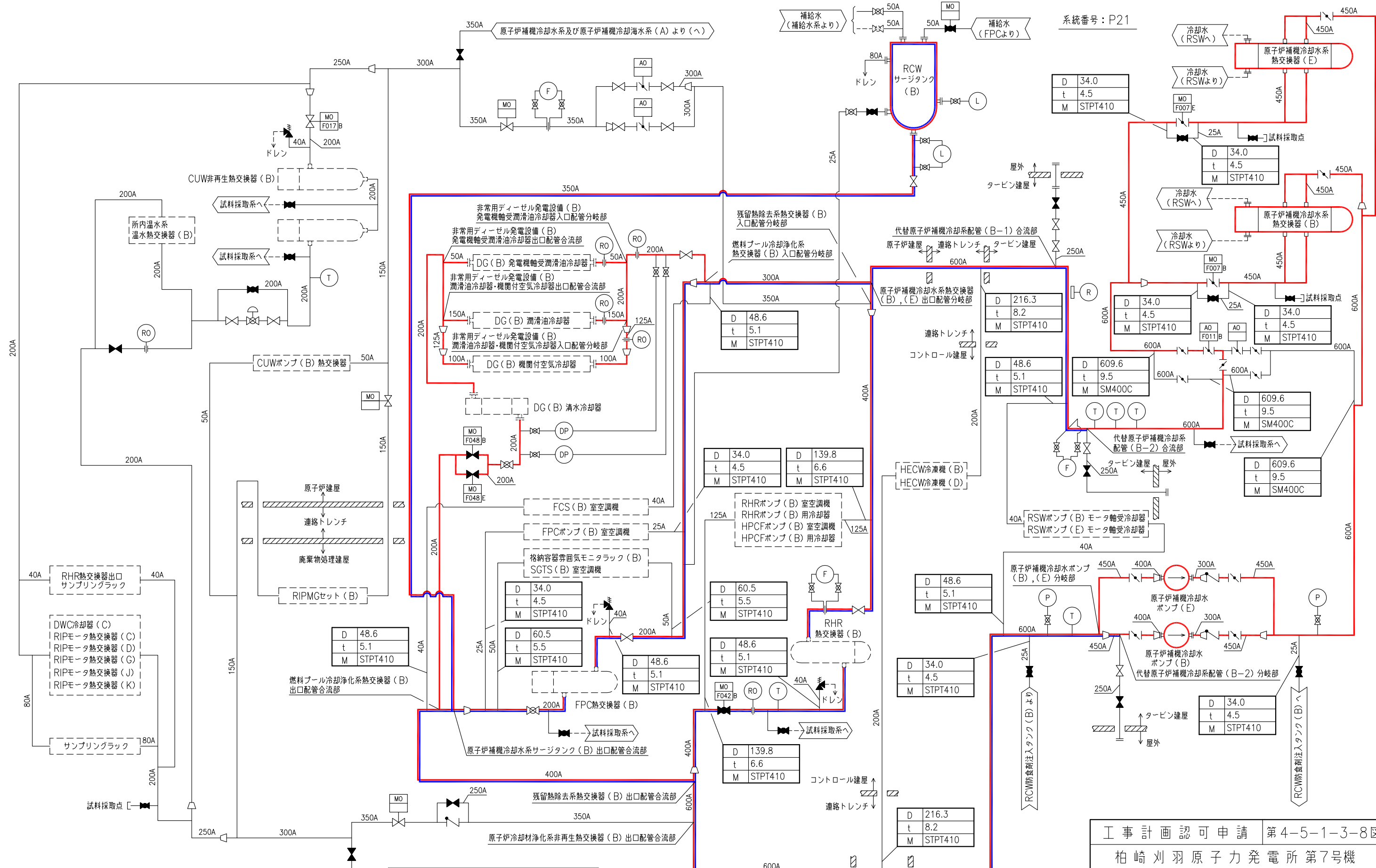
工事計画認可申請 第4-5-1-3-7図

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原子炉補機冷却設備  
 (原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)の  
 系統図(その7)  
 (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

系統番号：P21



備考  
 本図中の記号は下記を意味する。  
 RHR：残留熱除去系  
 FCS：可燃性ガス濃度制御系  
 SGTS：非常用ガス処理系  
 CUW：原子炉冷却材浄化系  
 FPC：燃料プール冷却浄化系  
 HECW：換気空調補機非常用冷却水系  
 DW：ドライウェル冷却系  
 RCW：原子炉補機冷却水系  
 RSW：原子炉補機冷却海水系  
 HPCF：高圧炉心注水系  
 DG：非常用ディーゼル発電設備  
 RIP：原子炉冷却材再循環ポンプ

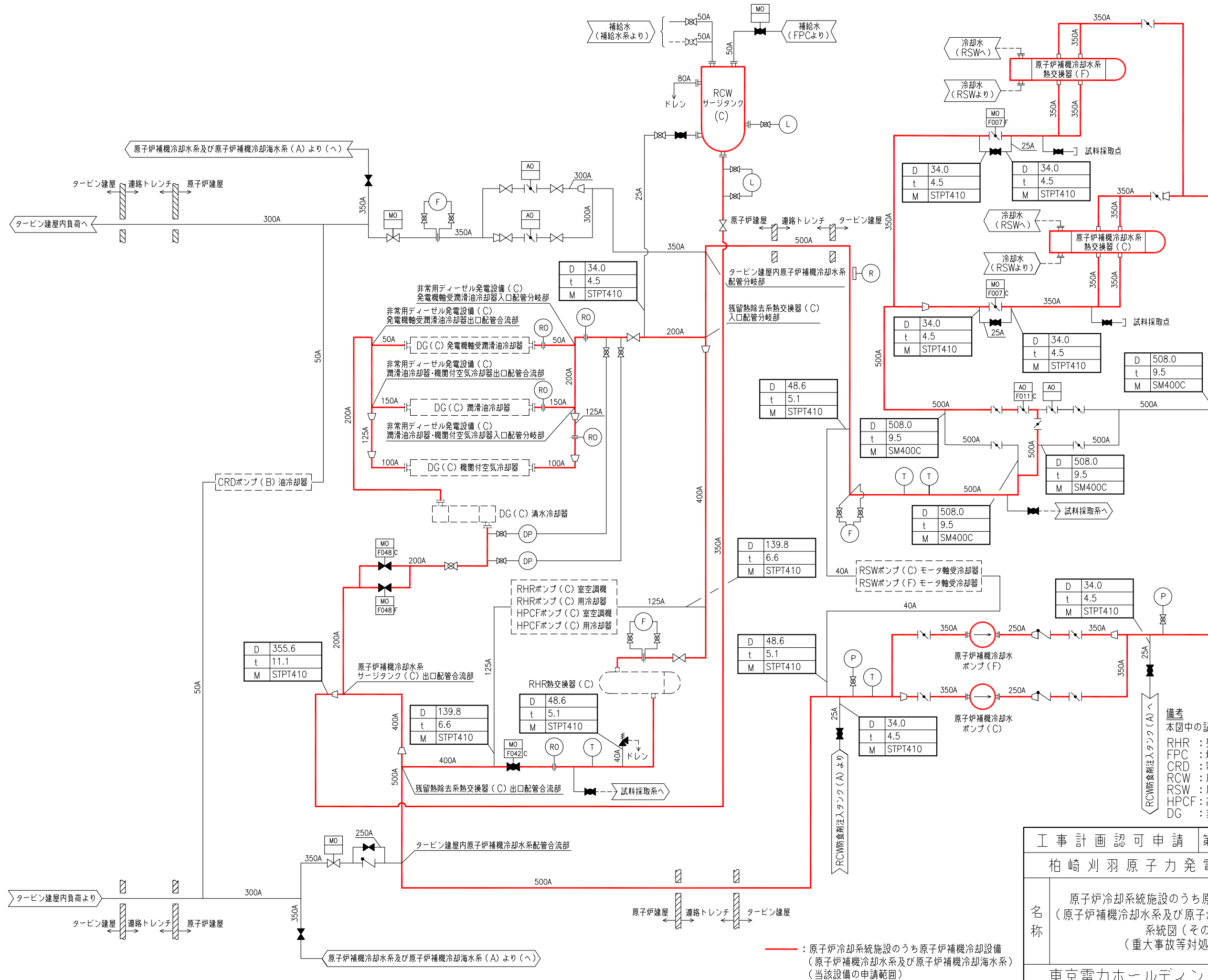
—：原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備  
 (原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)  
 (当該設備の申請範囲)  
 —：原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備  
 (代替原子炉補機冷却系)  
 (兼用範囲)

備考	
D	外径mm
t	厚さmm
M	材料

工事計画認可申請 第4-5-1-3-8号  
 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原子炉補機冷却設備  
 (原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)の  
 系統図(その8)  
 (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

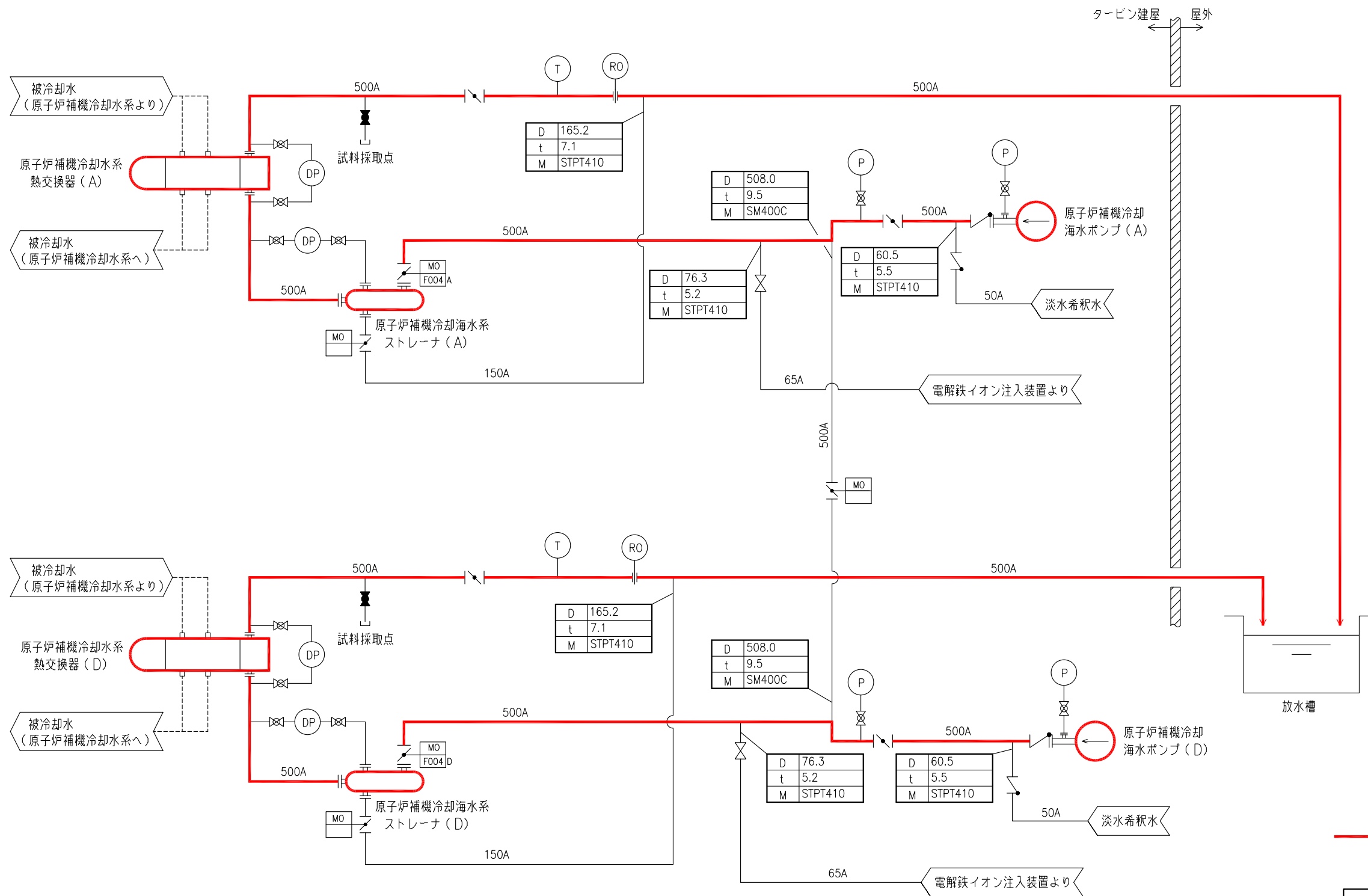


工事計画認可申請 第4-5-1-3-9図

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原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)の系統図 (その9) (重大事故等対処設備)

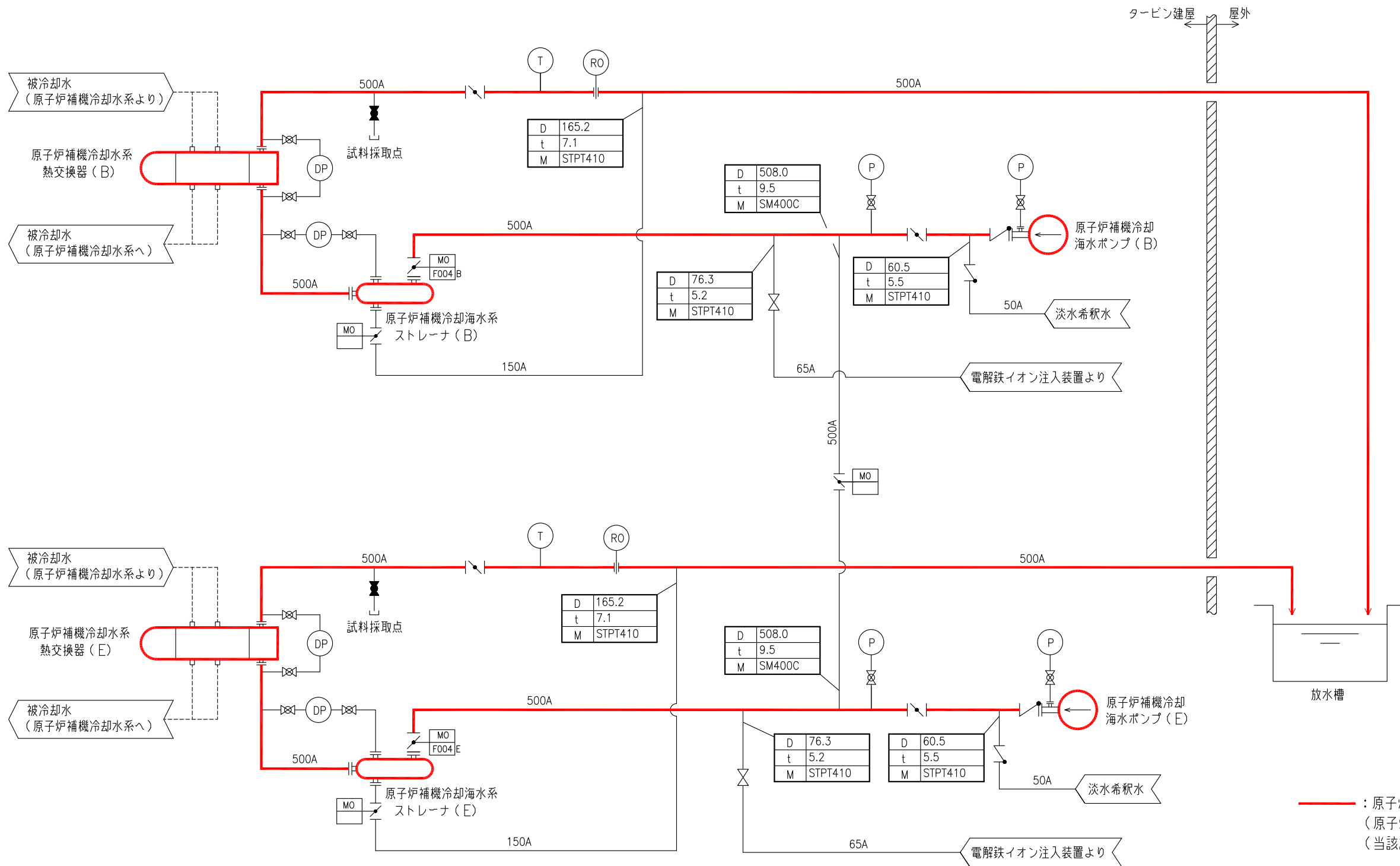
東京電力ホールディングス株式会社



備考	
D	外径mm
t	厚さmm
M	材料

— : 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備  
(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)  
(当該設備の申請範囲)

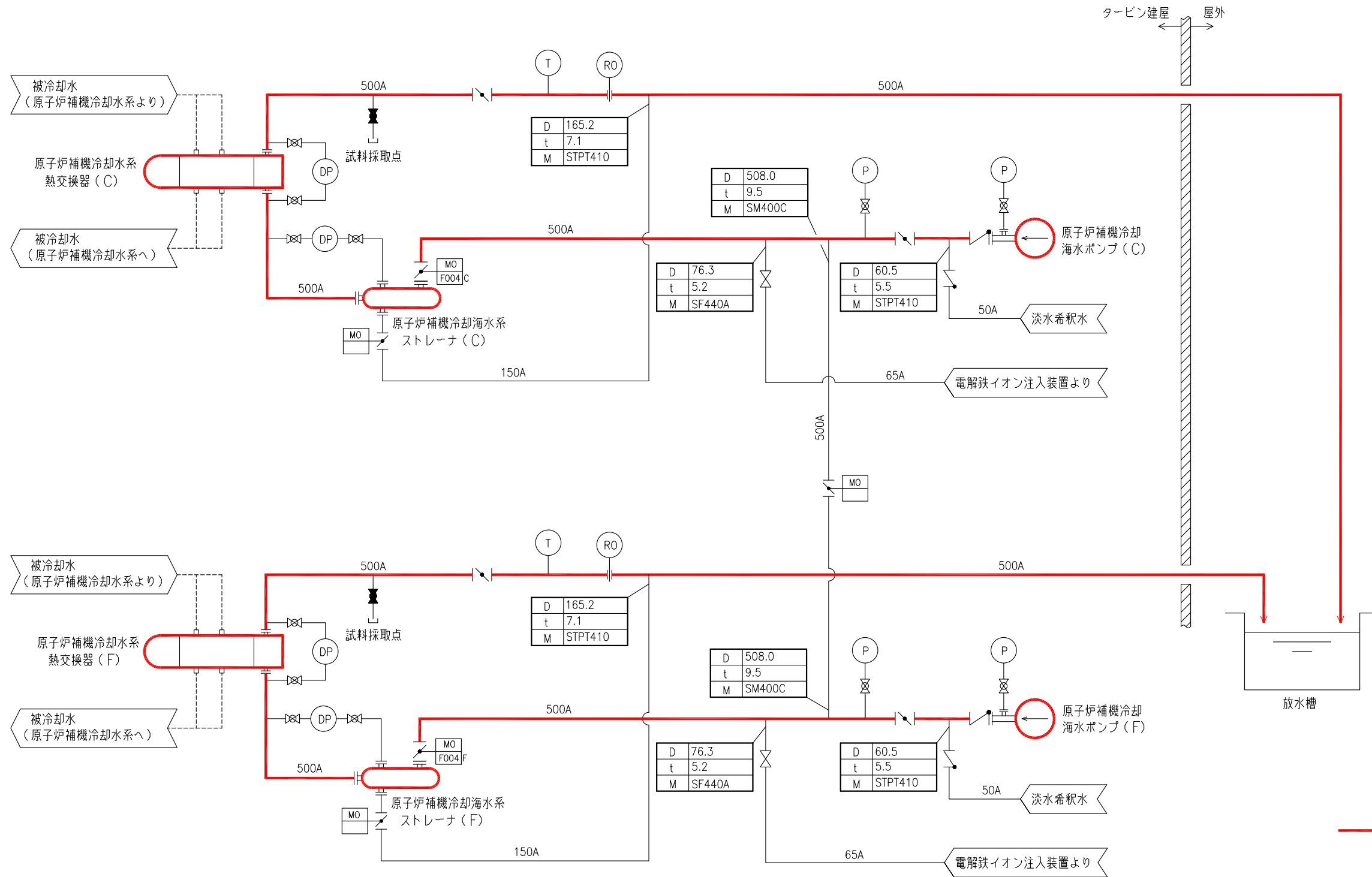
工事計画認可申請	第4-5-1-3-10 図
柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	
名称	原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)の系統図(その10) (重大事故等対処設備)
東京電力ホールディングス株式会社	



備考	
D	外径mm
t	厚さmm
M	材料

— : 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系) (当該設備の申請範囲)

工事計画認可申請 第4-5-1-3-11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原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系) の系統図 (その11) (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

— : 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系) (当該設備の申請範囲)

工事計画認可申請 第4-5-1-3-12 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原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系) の系統図 (その12) (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



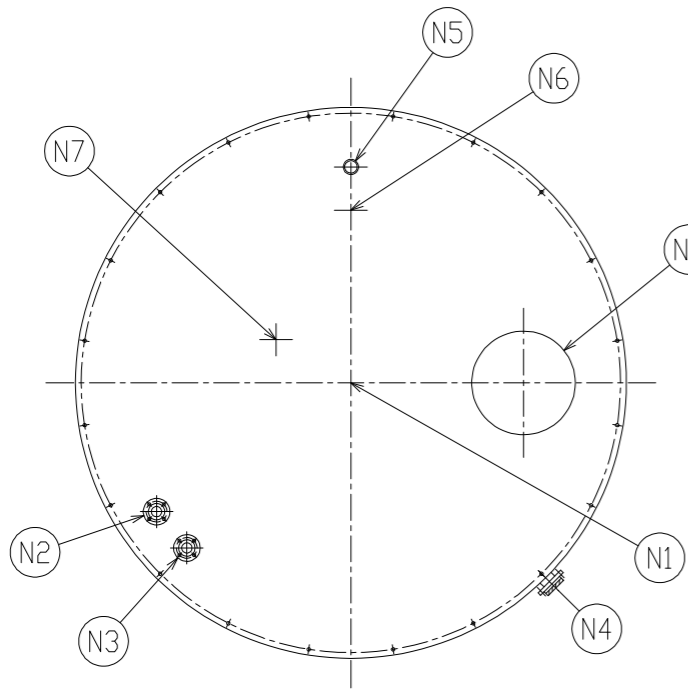


図-1 A~A 矢視図

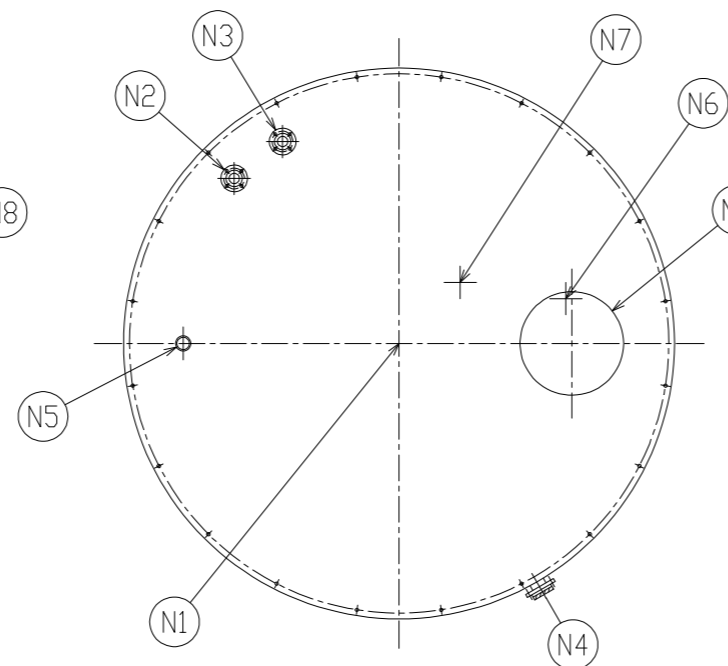


図-2 A~A 矢視図

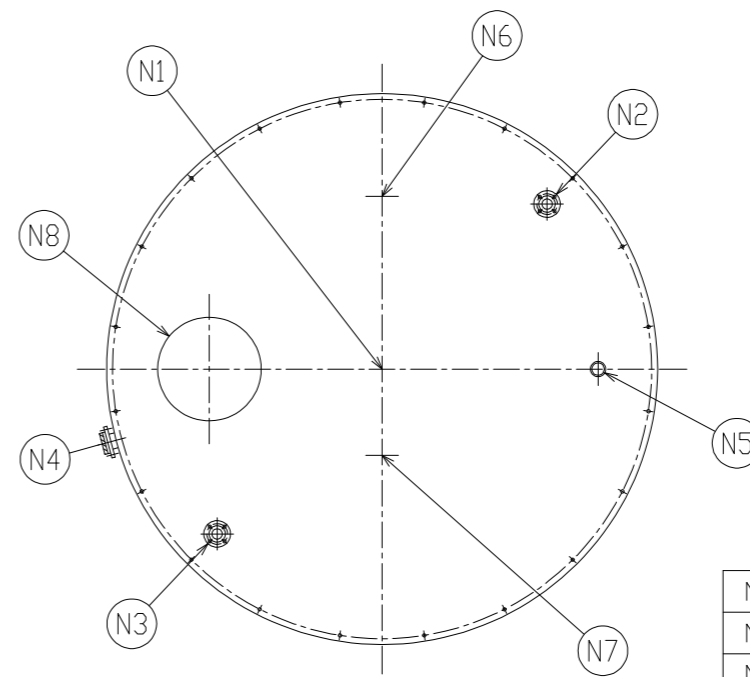
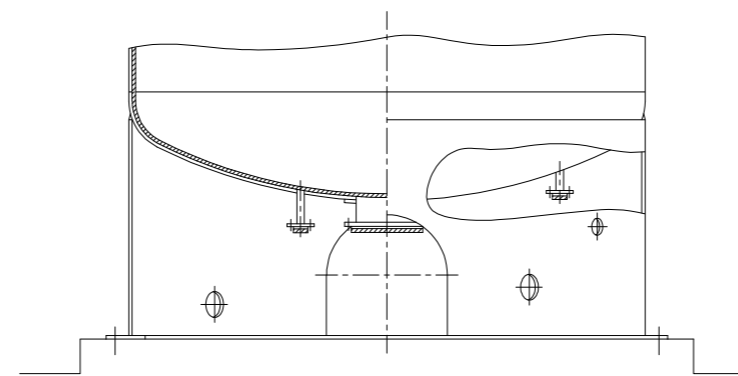
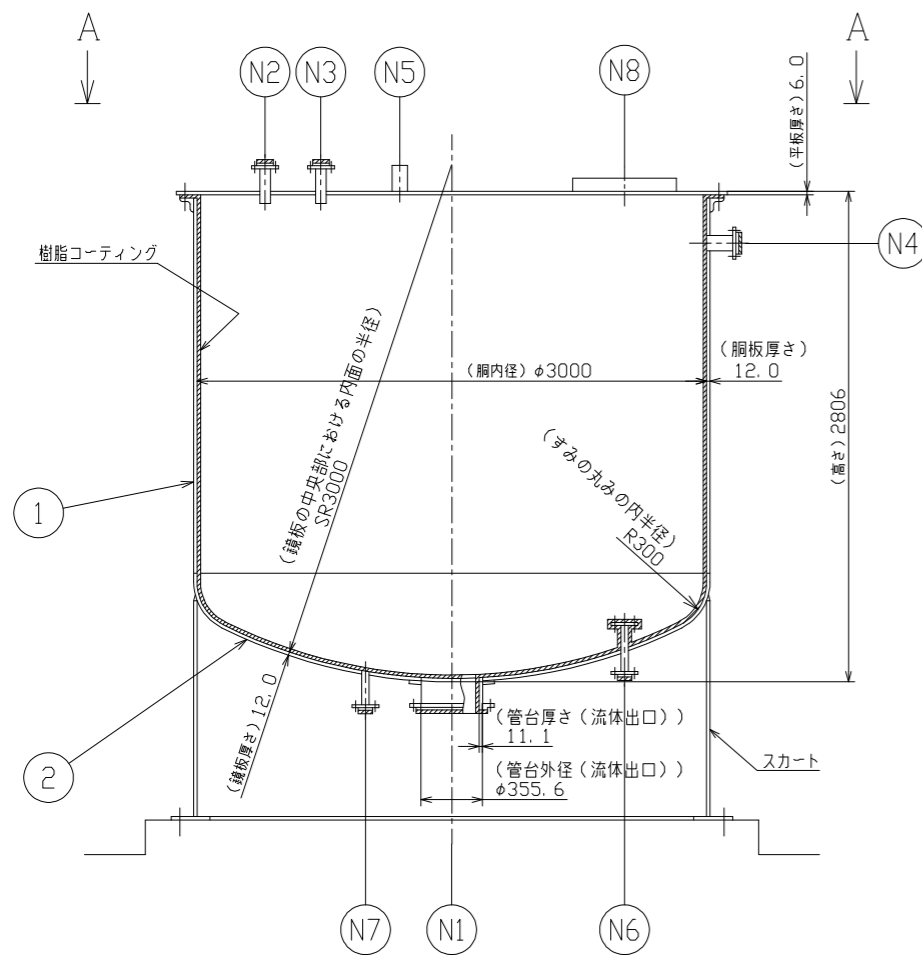


図-3 A~A 矢視図

N8	マンホール	1	
N7	攪拌用	1	
N6	液位発信器	1	
N5	ベント	1	
N4	オーバーフロー	1	
N3	補給水入口	1	
N2	純水入口	1	
N1	流体出口	1	350A
符号	名称	個数	呼び径
管台一覧表			

2	鏡板	1	SM400A
1	胴板	1	SM400A
番号	品名	個数	材料
部品表			

3	原子炉補機冷却水系サージタンクC	図-3
2	原子炉補機冷却水系サージタンクB	図-2
1	原子炉補機冷却水系サージタンクA	図-1
番号	名称	備考
タンク一覧表		



スカート部詳細

注1：寸法はmmを示す。  
 注2：特記なき寸法は公称値を示す。  
 注3：断面図示では管台の構造を模式的に示している。

工事計画認可申請	第4-5-1-4-1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原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系) の構造図 原子炉補機冷却水系サージタンク
東京電力ホールディングス株式会社	

第 4-5-1-4-1 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）の構造図 原子炉補機冷却水系サージタンク 別紙

工事計画記載の公称値の許容範囲

[原子炉補機冷却水系サージタンク]

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
胴内径	3000	( <input type="text"/> mm) <input type="text"/> mm	
胴板厚さ	12.0	<input type="text"/> mm <input type="text"/> mm	
鏡板厚さ	12.0	<input type="text"/> mm <input type="text"/> mm	
鏡板の形状に係る寸法 鏡板の中央部における 内面の半径	3000	<input type="text"/> mm 以下	
鏡板の形状に係る寸法 すみの丸みの内半径	300	<input type="text"/> mm 以下	
平板厚さ	6.0	<input type="text"/> mm <input type="text"/> mm	
管台外径（流体出口）	355.6	<input type="text"/> mm	
管台厚さ（流体出口）	11.1	<input type="text"/> mm <input type="text"/> mm	
高さ	2806	<input type="text"/> mm	

注1 : 主要寸法は, 工事計画記載の公称値

注2 : ( )付公差は最大と最小の差