

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-工-B-04-0021_改0
提出年月日	2021年6月15日

## 工事計画に係る説明資料

### 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備

#### (3.8.1 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。))

(添付書類)

2021年6月

東北電力株式会社

女川原子力発電所第2号機  
工事計画認可申請書本文及び添付書類

目 録

VI 添付書類

VI-1 説明書

VI-1-1 各発電用原子炉施設に共通の説明書

VI-1-1-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

VI-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）

VI-1-1-4-3-6 原子炉補機冷却設備に係る設定根拠に関する説明書

VI-1-1-4-3-6-1 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）

VI-1-1-4-3-6-1-1 原子炉補機冷却水系熱交換器

VI-1-1-4-3-6-1-2 原子炉補機冷却水ポンプ

VI-1-1-4-3-6-1-3 原子炉補機冷却海水ポンプ

VI-1-1-4-3-6-1-4 原子炉補機冷却水サージタンク

VI-1-1-4-3-6-1-5 原子炉補機冷却海水系ストレーナ

VI-1-1-4-3-6-1-6 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。） 主配  
管（常設）

VI-6 図面

4. 原子炉冷却系統施設

4.6 原子炉補機冷却設備

4.6.1 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）

第4-6-1-1-1 図 【設計基準対象施設】 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）系統図（1/4）（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系その1）

第4-6-1-1-2 図 【設計基準対象施設】 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）系統図（2/4）（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系その2）

第4-6-1-1-3 図 【設計基準対象施設】 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）系統図（3/4）（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系その4）

第4-6-1-1-4 図 【設計基準対象施設】 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）系統図（4/4）（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系その5）

- 第 4-6-1-1-5 図 【重大事故等対処設備】原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)系統図 (1/4) (原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系その 1)
- 第 4-6-1-1-6 図 【重大事故等対処設備】原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)系統図 (2/4) (原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系その 2)
- 第 4-6-1-1-7 図 【重大事故等対処設備】原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)系統図 (3/4) (原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系その 4)
- 第 4-6-1-1-8 図 【重大事故等対処設備】原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)系統図 (4/4) (原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系その 5)
- 第 4-6-1-2-1 図 原子炉補機冷却水サージタンク構造図
- 第 4-6-1-3-1 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 機器の配置を明示した図面 (その 1)
- 第 4-6-1-3-2 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 機器の配置を明示した図面 (その 2)
- 第 4-6-1-3-3 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 機器の配置を明示した図面 (その 3)
- 第 4-6-1-3-4 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 機器の配置を明示した図面 (その 4)
- 第 4-6-1-3-5 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 機器の配置を明示した図面 (その 5)
- 第 4-6-1-3-6 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 機器の配置を明示した図面 (その 6)
- 第 4-6-1-4-1 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 1)
- 第 4-6-1-4-2 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 2)
- 第 4-6-1-4-3 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 3)
- 第 4-6-1-4-4 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 4)
- 第 4-6-1-4-5 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 5)

- 第 4-6-1-4-6 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 6)
- 第 4-6-1-4-7 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 7)
- 第 4-6-1-4-8 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 8)
- 第 4-6-1-4-9 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 9)
- 第 4-6-1-4-10 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 10)
- 第 4-6-1-4-11 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 11)
- 第 4-6-1-4-12 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 12)
- 第 4-6-1-4-13 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 13)
- 第 4-6-1-4-14 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 14)
- 第 4-6-1-4-15 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 15)
- 第 4-6-1-4-16 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 16)
- 第 4-6-1-4-17 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 17)
- 第 4-6-1-4-18 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 18)
- 第 4-6-1-4-19 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 19)
- 第 4-6-1-4-20 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 20)
- 第 4-6-1-4-21 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 21)
- 第 4-6-1-4-22 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 22)

- 第 4-6-1-4-23 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 2 3)
- 第 4-6-1-4-24 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 2 4)
- 第 4-6-1-4-25 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 2 5)
- 第 4-6-1-4-26 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 2 6)
- 第 4-6-1-4-27 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 2 7)
- 第 4-6-1-4-28 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 2 8)
- 第 4-6-1-4-29 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 2 9)
- 第 4-6-1-4-30 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 3 0)
- 第 4-6-1-4-31 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 3 1)
- 第 4-6-1-4-32 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 3 2)
- 第 4-6-1-4-33 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 3 3)
- 第 4-6-1-4-34 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 3 4)
- 第 4-6-1-4-35 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 3 5)
- 第 4-6-1-4-36 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 3 6)
- 第 4-6-1-4-37 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 3 7)
- 第 4-6-1-4-38 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 3 8)
- 第 4-6-1-4-39 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 3 9)

- 第 4-6-1-4-40 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 4 0)
- 第 4-6-1-4-41 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 4 1)
- 第 4-6-1-4-42 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 4 2)
- 第 4-6-1-4-43 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 4 3)
- 第 4-6-1-4-44 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 4 4)
- 第 4-6-1-4-45 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 4 5)
- 第 4-6-1-4-46 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 4 6)
- 第 4-6-1-4-47 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 4 7)
- 第 4-6-1-4-48 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 4 8)
- 第 4-6-1-4-49 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 4 9)
- 第 4-6-1-4-50 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 5 0)
- 第 4-6-1-4-51 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 5 1)
- 第 4-6-1-4-52 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 5 2)
- 第 4-6-1-4-53 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 5 3)
- 第 4-6-1-4-54 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 5 4)
- 第 4-6-1-4-55 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 5 5)
- 第 4-6-1-4-56 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 5 6)

- 第 4-6-1-4-57 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 5 7)
- 第 4-6-1-4-58 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 5 8)
- 第 4-6-1-4-59 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 5 9)
- 第 4-6-1-4-60 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 6 0)
- 第 4-6-1-4-61 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 6 1)
- 第 4-6-1-4-62 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 6 2)
- 第 4-6-1-4-63 図 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面 (その 6 3)

VI-1-1-4-3-6-1-1 設定根拠に関する説明書  
(原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)  
原子炉補機冷却水系熱交換器)



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	<input type="text"/> 以上（17.3）
最高使用圧力	MPa	管側 0.78/胴側 1.18
最高使用温度	℃	管側 50/胴側 70
伝 熱 面 積	m <sup>2</sup> /個	<input type="text"/>
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は、設計基準対象施設として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）として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器は、以下の機能を有する。                 原子炉補機冷却水系熱交換器は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。                 系統構成は、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通水するとともに、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へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。                 原子炉補機冷却水系熱交換器は、設計基準対象施設が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するために設置する。                 系統構成は、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通水するとともに、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へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。                 原子炉補機冷却水系熱交換器は、設計基準対象施設が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。</li> </ul>		

系統構成は、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通水するとともに、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へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器は、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、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通水するとともに、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等へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、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通水するとともに、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等へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器の容量は、原子炉補機冷却水系の各モード・機能における熱交換器の必要伝熱面積が最大となるモードの容量とする。

したがって、原子炉補機冷却水系熱交換器を使用する通常運転モード、停止時冷却モード、高温待機時モード、原子炉冷却材喪失事故時モード、定期検査時モードにおいて必要伝熱面積が最大となる原子炉冷却材喪失事故時モードの設計熱交換量である  MW/個以上とする。

表 1-1 原子炉補機冷却水系熱交換器に対する必要伝熱面積

運転モード	原子炉冷却材喪失事故時モード
熱交換器 1 個当たりの必要熱交換量 (MW/個)	<input type="text"/>
被冷却水流量 (kg/h)	<input type="text"/>
被冷却水出口温度 (°C)	<input type="text"/>
冷却水流量 (kg/h)	1.94×10 <sup>6</sup>
冷却水温度 (°C)	26
必要伝熱面積 (m <sup>2</sup> /個)	<input type="text"/>

原子炉補機冷却水系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の容量は、重大事故等時も  °C 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、 17.3 MW/個とする。

## 2. 最高使用圧力の設定根拠

### 2.1 管側の最高使用圧力 0.78 MPa

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の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(A)～原子炉補機冷却水系熱交換器(A)」、「原子炉補機冷却海水系ストレーナ(B)～原子炉補機冷却水系熱交換器(B)」、「原子炉補機冷却海水系ストレーナ(C)～原子炉補機冷却水系熱交換器(C)」及び「原子炉補機冷却海水系ストレーナ(D)～原子炉補機冷却水系熱交換器(D)」の最高使用圧力と同じ0.78 MPaとする。

原子炉補機冷却水系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の管側の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、0.78 MPaとする。

### 2.2 胴側の最高使用圧力 1.18 MPa

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器の胴側の最高使用圧力は、主配管「原子炉補機冷却水ポンプ(A), (C)～原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (C)」及び「原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D)～原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (D)」の最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。

原子炉補機冷却水系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の胴側の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.18 MPaとする。

## 3. 最高使用温度の設定根拠

### 3.1 管側の最高使用温度 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の管側の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系の各モードのうち、原子炉補機冷却水系熱交換器の海水出口温度が最大となる高温待機時モードの海水出口温度約34.5 ℃を上回る50 ℃とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の管側の温度は、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 胴側の最高使用温度 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の胴側の最高使用温度は、主配管「原子炉補機冷却水ポンプ(A), (C)～原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (C)」及び「原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D)～原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (D)」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を重大事故等時において使用する場合の胴側の温度は、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. 伝熱面積の設定根拠

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の伝熱面積は、原子炉冷却材喪失事故時モードの設計熱交換量17.3 MW/個を満足するために必要な伝熱面積  m<sup>2</sup>/個を上回る  m<sup>2</sup>/個以上とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の伝熱面積は、設計基準対象施設として使用する場合の伝熱面積を下回るため、 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である  m<sup>2</sup>/個を上回る  m<sup>2</sup>/個とする。

5. 個数の設定根拠

原子炉補機冷却水系熱交換器は、設計基準対象施設として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に冷却水を供給するために必要な個数として各系列に2個とし、合計4個設置する。

重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水系熱交換器は、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。

VI-1-1-4-3-6-1-2 設定根拠に関する説明書  
(原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)  
原子炉補機冷却水ポンプ)

名 称		原子炉補機冷却水ポンプ	
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	<input type="text" value=""/>	以上 (1400)
揚 程	m	<input type="text" value=""/>	以上 (44)
最高使用圧力	MPa	1.18	
最高使用温度	℃	70	
原 動 機 出 力	kW/個	235	
個 数	—	4	

**【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は、設計基準対象施設として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の原子炉補機へ冷却水を供給するために設置する。

・重大事故等対処設備

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

原子炉補機冷却水ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。

系統構成は、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通水するとともに、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送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機冷却水ポンプは、設計基準対象施設が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するために設置する。

系統構成は、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通水するとともに、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送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機冷却水ポンプは、設計基準対象施設が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

系統構成は、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通水するとともに、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等へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機冷却水ポンプは、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、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通水するとともに、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等へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機冷却水ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、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通水するとともに、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等へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量は、最大必要冷却水量となる通常運転モード(ポンプ1台運転)における必要冷却水量  m<sup>3</sup>/h/個を上回る  m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

原子炉補機冷却水ポンプ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、 1400 m<sup>3</sup>/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠

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

① 配管・機器圧力損失： m

原子炉補機冷却水ポンプの揚程は、 m を上回る  m 以上とする。

原子炉補機冷却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、 44 m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

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の最高使用圧力は、下記を考慮する。

① 静水頭 :  m (=  MPa)

② 締切揚程 :  m (=  MPa)

上記より、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力は、①～②の合計  MPa を上回る 1.18 MPa とする。

原子炉補機冷却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、1.18 MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプの最高使用温度は、原子炉補機冷却水系機器の冷却水出口の最高温度約 69.7 °C を上回る 70 °C とする。

原子炉補機冷却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、70 °C とする。

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプの原動機出力は、下記の式を用いて、容量および揚程を考慮して決定する。

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

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

(引用文献：J I S B 0 1 3 1-2002 ターボポンプ用語)

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

ここで、

P : 軸動力 (kW)

P<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) = 1400/3600

H : 揚程 (m) = 44

η : ポンプ効率 (%) =  (設計計画値)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1400}{3600}\right) \times 44}{\text{} / 100}$$

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

上記から、原子炉補機冷却水ポンプの原動機出力は、必要軸動力を上回る出力として 235 kW/個とする。

原子炉補機冷却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、235 kW/個とする。



6. 個数の設定根拠

原子炉補機冷却水ポンプ（原動機含む）は、設計基準対象施設として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に冷却水を供給するために必要な個数として各系列に2個とし、合計4個設置する。

重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプ（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。

VI-1-1-4-3-6-1-3 設定根拠に関する説明書  
(原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)  
原子炉補機冷却海水ポンプ)

名 称		原子炉補機冷却海水ポンプ	
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	□以上 (1900)	
揚 程	m	□以上 (47)	
最高使用圧力	MPa	0.78	
最高使用温度	℃	50	
原 動 機 出 力	kW/個	420	
個 数	—	4	
—			

**【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原子炉補機冷却水系熱交換器に冷却水（海水）を供給するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系）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、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。

系統構成は、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通水するとともに、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送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機冷却海水ポンプは、設計基準対象施設が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するために設置する。

系統構成は、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通水するとともに、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送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機冷却海水ポンプは、設計基準対象施設が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

系統構成は、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通水するとともに、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等へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機冷却海水ポンプは、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、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通水するとともに、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等へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機冷却海水ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、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通水するとともに、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等へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却海水ポンプの容量は、原子炉冷却材喪失事故時の原子炉補機冷却水系熱交換器の必要冷却水量が  m<sup>3</sup>/h であるため、  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、  1900 m<sup>3</sup>/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠

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

- ① 静水頭（取水と放水の水頭差）： m
- ② 配管・機器圧力損失： m

原子炉補機冷却海水ポンプの揚程は、①～②の合計  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、  47 m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

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、下記を考慮する。

① 静水頭 :  m (=  MPa)

② 締切揚程 :  m (=  MPa)

上記より，原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用圧力は，①～②の合計  MPa を上回る 0.78 MPa 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，0.78 MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する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 26 °C を上回る 50 °C 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 °C とする。

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却海水ポンプの原動機出力は，下記の式を用いて，容量および揚程を考慮して決定する。

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

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

(引用文献：J I S B 0 1 3 1-2002 ターボポンプ用語)

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

ここで，

P : 軸動力 (kW)

$P_w$  : 水動力 (kW)

$\rho$  : 密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1025

g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

Q : 容量 (m<sup>3</sup>/s) = 1900/3600

H : 揚程 (m) = 47

$\eta$  : ポンプ効率 (%) =  (設計計画値)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1025 \times 9.80665 \times \left(\frac{1900}{3600}\right) \times 47}{\text{} / 100}$$

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

上記から，原子炉補機冷却海水ポンプの原動機出力は，必要軸動力を上回る出力として 420 kW/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，420 kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

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に冷却水（海水）を供給するために必要な個数として各系列に2個とし，合計4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ポンプ（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。

VI-1-1-4-3-6-1-4 設定根拠に関する説明書  
(原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)  
原子炉補機冷却水サージタンク)

名	称	原子炉補機冷却水サージタンク*
容	量	m <sup>3</sup> /個
		□以上, □以上 (14.0)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	70
個	数	—
		2

注記\*：原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却水系）と兼用。

**【設定根拠】**

(概要)

・設計基準対象施設

原子炉補機冷却水サージタンクは、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。

・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）として使用する原子炉補機冷却水サージタンクは、以下の機能を有する。

原子炉補機冷却水サージタンクは、設計基準対象施設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、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通水するとともに、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へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却水系）として使用する原子炉補機冷却水サージタンクは、以下の機能を有する。

原子炉補機冷却水サージタンクは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。

系統構成は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、原子炉補機冷却水サージタンクにより系統内の水張り及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）の押込圧力を確保するとともに、大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系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。

原子炉補機冷却水サージタンクは、設計基準対象施設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、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）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、サブ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、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、原子炉補機冷却水サージタンクにより系統内の水張り及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）の押込圧力を確保するとともに、大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系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。

原子炉補機冷却水サージタンクは、設計基準対象施設が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

系統構成は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、原子炉補機冷却水サージタンクにより系統内の水張り及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）の押込圧力を確保するとともに、大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系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。

原子炉補機冷却水サージタンクは、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、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、原子炉補機冷却水サージタンクにより系統内の水張り及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）の押込圧力を確保するとともに、大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系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。

原子炉補機冷却水サージタンクは、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破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、原子炉補機冷却水サージタンクにより系統内の水張り及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）の押込圧力を確保するとともに、大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系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。

原子炉補機冷却水系サージタンクは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール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、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、原子炉補機冷却水サージタンクにより系統内の水張り及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）の押込圧力を確保するとともに、大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、燃料プール冷却浄化系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。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水サージタンクの容量は、温度変化に伴う体積膨張分の吸収及び系外への漏えい冷却水等を考慮し、m<sup>3</sup>/個以上とする。

原子炉補機冷却水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、温度変化に伴う体積膨張分の吸収及び原子炉補機代替熱交換器ユニット接続時の系統内の水張等を考慮し、m<sup>3</sup>/個以上とする。

公称値については、要求される容量を上回る 14.0 m<sup>3</sup>/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水サージタンクの最高使用圧力は、原子炉補機冷却水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。

原子炉補機冷却水サージタンクを重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉補機冷却水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. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水サージタンクの最高使用温度は、主配管「原子炉補機冷却水サージタンク (A)～原子炉補機冷却水サージタンク (A) 出口配管合流点」及び「原子炉補機冷却水サージタンク (B)～原子炉補機冷却水サージタンク (B) 出口配管合流点」の最高使用温度と同じ 70 °C とする。

原子炉補機冷却水サージタンクを重大事故等時において使用する場合の温度は、主配管「原子炉補機冷却水サージタンク (A)～原子炉補機冷却水サージタンク (A) 出口配管合流点」及び「原子炉補機冷却水サージタンク (B)～原子炉補機冷却水サージタンク (B) 出口配管合流点」の重大事故等時における使用温度と同じ 70 °C とする。

4. 個数の設定根拠

原子炉補機冷却水サージタンクは、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等に必要個数として各系列に 1 個とし、合計 2 個設置する。

重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水サージタンクは、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。

VI-1-1-4-3-6-1-5 設定根拠に関する説明書  
(原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)  
原子炉補機冷却海水系ストレーナ)

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 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">  </span> 以上 (1900)
最高使用圧力	MPa	0.78
最高使用温度	℃	50
個	数	4

**【設定根拠】**

(概要)

・設計基準対象施設

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ことを目的に設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系）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。

原子炉補機冷却海水系ストレーナは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。

系統構成は、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原子炉補機冷却海水ストレーナを経由して通水するとともに、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送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機冷却海水ストレーナは、設計基準対象施設が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するために設置する。

系統構成は、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原子炉補機冷却海水ストレーナを経由して通水するとともに、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送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機冷却海水ストレーナは、設計基準対象施設が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

系統構成は、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原子炉補機冷却海水ストレーナを経由して通水するとともに、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送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機冷却海水系ストレーナは、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、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原子炉補機冷却海水ストレーナを経由して通水するとともに、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送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機冷却海水系ストレーナは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、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原子炉補機冷却海水ストレーナを経由して通水するとともに、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送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する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。

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。

公称値については、  1900 m<sup>3</sup>/h/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

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、主配管「原子炉補機冷却海水ポンプ(A)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(A)」、「原子炉補機冷却海水ポンプ(B)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(B)」、「原子炉補機冷却海水ポンプ(C)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(C)」及び「原子炉補機冷却海水ポンプ(D)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(D)」の最高使用圧力と同じ 0.78 MPa 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、0.78 MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却海水系ストレーナの最高使用温度は、主配管「原子炉補機冷却海水ポンプ(A)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(A)」、「原子炉補機冷却海水ポンプ(B)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(B)」、「原子炉補機冷却海水ポンプ(C)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(C)」及び「原子炉補機冷却海水ポンプ(D)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(D)」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. 個数の設定根拠

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必要な個数として1系列に2個とし、合計4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。

VI-1-1-4-3-6-1-6 設定根拠に関する説明書  
(原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)  
主配管(常設))

名 称	原子炉補機冷却水サージタンク (A) ~ 原子炉補機冷却水サージタンク (A) 出口配管合流点		*
最高使用圧力	MPa	1.18	
最高使用温度	℃	70	
外 径	mm	318.5	
注記*：原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却水系）と兼用。			
<b>【設定根拠】</b> (概要) 本配管は、原子炉補機冷却水サージタンク (A) から原子炉補機冷却水サージタンク (A) 出口配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉補機冷却水サージタンク (A) の冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (A), (C) へ送水するために設置する。  重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水サージタンク (A) の冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (A), (C) 及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (ポンプ) へ送水するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 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、主配管「残留熱除去系熱交換器 (A) 出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク (A) 出口配管合流点」の最高使用圧力と同じ 1.18 MPa 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主配管「残留熱除去系熱交換器 (A) 出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク (A) 出口配管合流点」の使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「残留熱除去系熱交換器 (A) 出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク (A) 出口配管合流点」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主配管「残留熱除去系熱交換器 (A) 出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク (A) 出口配管合流点」の使用温度と同じ 70 ℃ とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (ポンプ) に冷却水を供給するための配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、318.5 mm とする。			



名	称	原子炉補機冷却水サージタンク(A)出口配管合流点 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(A),(C)
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外	径	mm 457.2, 609.6
—		
<p><b>【設定根拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水サージタンク(A)出口配管合流点から原子炉補機冷却水ポンプ(A),(C)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却水サージタンク(A)並びに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)にて熱交換した冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A),(C)へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</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、主配管「残留熱除去系熱交換器(A)出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク(A)出口配管合流点」の最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</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主配管「残留熱除去系熱交換器(A)出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク(A)出口配管合流点」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</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、主配管「残留熱除去系熱交換器(A)出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク(A)出口配管合流点」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主配管「残留熱除去系熱交換器(A)出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク(A)出口配管合流点」の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</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、457.2 mm, 609.6 mmとする。</p>		

名	称	原子炉補機冷却水ポンプ(A), (C) ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (C)
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外	径	406.4, 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), (C)から原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (C)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却水ポンプ(A), (C)により冷却水を原子炉補機冷却水系熱交換(A), (C)へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 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1.18 MPaとする。</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1.18 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する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. 外径の設定根拠 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、406.4 mm, 457.2 mm, 609.6 mmとする。</p>		

名	称	原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (C) ～ 残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外	径	406.4, 457.2, 508.0, 609.6
—		
<p><b>【設定根拠】</b>            (概要)            本配管は、原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (C)から残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機原子炉補機冷却水ポンプ(A), (C)により冷却水を残留熱除去系熱交換器(A)へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠            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の胴側の最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</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の胴側の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠            設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器の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の胴側の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠            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、406.4 mm, 457.2 mm, 508.0 mm, 609.6 mmとする。</p>		

		残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点 ~ 残留熱除去系熱交換器(A)	*
名 称			
最高使用圧力	MPa	1.18	
最高使用温度	℃	70	
外 径	mm	216.3, 355.6, 406.4	
注記*：原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却水系）と兼用。			
<b>【設定根拠】</b> (概要) 本配管は、残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点から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、原子炉補機原子炉補機冷却水ポンプ(A),(C)により冷却水を残留熱除去系熱交換器(A)へ送水するために設置する。  重大事故等対処設備においては、原子炉補機冷却水系ポンプ(A),(C)及び原子炉補機代替冷却水系ユニット(ポンプ)からの冷却水を残留熱除去系熱交換器(A)へ送水するために設置する。  1. 最高使用圧力の設定根拠 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、主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(C)～残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点」の最高使用圧力と同じ1.18 MPa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主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(C)～残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点」及び原子炉補機代替冷却水系主配管「原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(残留熱除去系供給)(北)～残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。  2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(C)～残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点」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主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(C)～残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点」及び原子炉補機代替冷却水系主配管「原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(残留熱除去系供給)(北)～残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点」の使用温度と同じ70℃とする。  3. 外径の設定根拠 3.1 外径 355.6 mm, 406.4 mm 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用するポンプの中で容量が最大とな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、355.6 mm, 406.4 mmとする。			

3. 2 外径 216.3 mm

原子炉補機代替冷却水系との取合部新設配管の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)の容量を基に設定しており、供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、216.3 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量*1 D (m <sup>3</sup> /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138			

注記\*1：流量は保守的に切り上げており、分岐前の流量と合計値が一致しない。

\*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名	称	残留熱除去系熱交換器(A) ~ 残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管分岐点	*
最高使用圧力	MPa	1.18	
最高使用温度	℃	70	
外 径	mm	165.2, 216.3, 355.6, 406.4	
注記*：原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却水系）と兼用。			
<b>【設定根拠】</b> (概要) 本配管は、残留熱除去系熱交換器(A)から残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管分岐点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)にて熱交換した冷却水を原子炉補機原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(C) に送水するために設置する。  重大事故等対処設備においては、残留熱除去系熱交換器(A)にて熱交換した冷却水を原子炉補機冷却水系ポンプ(A)、(C) 及び原子炉補機代替冷却水系ユニット（ポンプ）へ送水するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 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、主配管「残留熱除去系熱交換器(A) 入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)」の最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。  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主配管「残留熱除去系熱交換器(A) 入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「残留熱除去系熱交換器(A) 入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)」の最高使用温度と同じ70℃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主配管「残留熱除去系熱交換器(A) 入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)」の使用温度と同じ70℃とする。			
3. 外径の設定根拠 3.1 外径 355.6 mm, 406.4 mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプの中で容量が最大とな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、355.6 mm, 406.4 mmとする。			

3. 2 外径 165.2 mm, 216.3 mm

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代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)の容量を基に設定しており、供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2 mm, 216.3 mmとする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量*1 D (m <sup>3</sup> /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791			
216.3	8.2	200	0.03138			

注記\*1：流量は保守的に切り上げており、分岐前の流量と合計値が一致しない。

\*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管分岐点 ~ 原子炉補機冷却水サージタンク(A) 出口配管合流点	*
最高使用圧力	MPa	1.18	
最高使用温度	℃	70	
外 径	mm	406.4, 508.0, 609.6	
注記*：原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却水系）と兼用。			
<b>【設定根拠】</b> (概要) 本配管は、残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管分岐点から原子炉補機冷却水サージタンク(A) 出口配管合流点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)にて熱交換した冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A)，(C)に送水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)にて熱交換した冷却水を原子炉補機冷却水系ポンプ(A)，(C)及び原子炉補機代替冷却水系ユニット(ポンプ)に送水するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 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、主配管「残留熱除去系熱交換器(A)～残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管分岐点」の最高使用圧力と同じ1.18 MPa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主配管「残留熱除去系熱交換器(A)～残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管分岐点」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「残留熱除去系熱交換器(A)～残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管分岐点」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主配管「残留熱除去系熱交換器(A)～残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管分岐点」の使用温度と同じ70℃とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプの中で容量が最大とな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、406.4 mm, 508.0 mm, 609.6 mmとする。			



名 称	原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (C) 出口配管分岐点 2 ～ 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	1.18
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	139.8, 216.3, 318.5, 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(A), (C) 出口配管分岐点 2 から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、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機原子炉補機冷却水ポンプ(A), (C)により冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</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、主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (C)～残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点」の最高使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。</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主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (C)～残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点」の使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</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、主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (C)～残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点」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主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (C)～残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点」の使用温度と同じ 70 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>3. 1 外径 139.8 mm, 216.3 mm, 318.5 mm</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、139.8 mm, 216.3 mm, 318.5 mm とする。</p> <p>3. 2 外径 508.0 mm</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、原子炉補機冷却水ポンプから供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、508.0 mm とする。</p>		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量*1 D (m <sup>3</sup> /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
508.0	9.5	500	0.18781			

注記\*1：流量は保守的に切り上げており，分岐前の流量と合計値が一致しない。

\*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名	称	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
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外	径	mm 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)機関付空気冷却器から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、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(C)により冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</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、主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(A)、(C)出口配管分岐点 2～非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器」の最高使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。</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主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(A)、(C)出口配管分岐点 2～非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器」の使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</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、主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(A)、(C)出口配管分岐点 2～非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器」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主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(A)、(C)出口配管分岐点 2～非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器」の使用温度と同じ 70 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</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、139.8 mm, 216.3 mm 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)清水冷却器	
最高使用圧力	MPa	1.18	
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)潤滑油冷却器から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、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(C)により冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</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、主配管「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」の最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</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主配管「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」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</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、主配管「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」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主配管「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」の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</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、216.3 mmとする。</p>			

名 称		非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(A), (C)入口配管合流点 2
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 318.5, 508.0
—		
<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)清水冷却器から原子炉補機冷却水ポンプ(A), (C)入口配管合流点 2 を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A), (C)へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</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、主配管「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)清水冷却器」の最高使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。</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主配管「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)清水冷却器」の使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</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、主配管「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)清水冷却器」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主配管「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)清水冷却器」の使用温度と同じ 70 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>3. 1 外径 216.3 mm, 318.5 mm</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、216.3 mm, 318.5 mm とする。</p> <p>3. 2 外径 508.0 mm</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、原子炉補機冷却水ポンプから供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、508.0 mm とする。</p>		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量*1 D (m <sup>3</sup> /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
508.0	9.5	500	0.18781			

注記\*1：流量は保守的に切り上げており，分岐前の流量と合計値が一致しない。

\*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管合流点 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)	*
最高使用圧力	MPa	1.18	
最高使用温度	℃	70	
外 径	mm	165.2, 216.3	
注記*：原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却水系）と兼用。			
<b>【設定根拠】</b> (概要) 本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管合流点から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),(C)により冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)へ送水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),(C)及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)により冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器へ送水するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 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、主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(C)出口配管分岐点3～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管合流点」の最高使用圧力と同じ1.18 MPa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主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(C)出口配管分岐点3～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管合流点」及び原子炉補機代替冷却水系主配管「原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(燃料プール冷却浄化系供給)(北)～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管合流点」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(C)出口配管分岐点3～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管合流点」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主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(C)出口配管分岐点3～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管合流点」及び原子炉補機代替冷却水系主配管「原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(燃料プール冷却浄化系供給)(北)～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管合流点」の使用温度と同じ70℃とする。			
3. 外径の設定根拠 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代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)の容量を基に設定しており、供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2 mm, 216.3 mmとする。			

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量*1 D (m <sup>3</sup> /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791			
216.3	8.2	200	0.03138			

注記\*1：流量は保守的に切り上げており、分岐前の流量と合計値が一致しない。

\*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



名 称		燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) ~ 原子炉補機冷却水ポンプ(A), (C) 入口配管合流点 1	*
最高使用圧力	MPa	1.18	
最高使用温度	℃	70	
外 径	mm	165.2, 216.3	
注記* : 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機代替冷却水系) と兼用。			
<b>【設定根拠】</b> (概要) 本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)から原子炉補機冷却水ポンプ(A), (C)入口配管合流点1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)にて熱交換した冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A), (C)へ送水するために設置する。  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)にて熱交換した冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A), (C)及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)へ送水するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 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、主配管「燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管合流点～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)」の最高使用圧力と同じ1.18 MPa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主配管「燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管合流点～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管合流点～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)」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主配管「燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管合流点～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)」の使用温度と同じ70℃とする。			
3. 外径の設定根拠 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代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)の容量を基に設定しており、供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2 mm, 216.3 mmとする。			

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量*1 D (m <sup>3</sup> /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791			
216.3	8.2	200	0.03138			

注記\*1：流量は保守的に切り上げており、分岐前の流量と合計値が一致しない。

\*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		原子炉補機冷却水サージタンク (B) ~ 原子炉補機冷却水サージタンク (B) 出口配管合流点	*
最高使用圧力	MPa	1.18	
最高使用温度	℃	70	
外 径	mm	318.5	
注記*：原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却水系）と兼用。			
<b>【設定根拠】</b> (概要) 本配管は、原子炉補機冷却水サージタンク (B) から原子炉補機冷却水サージタンク (B) 出口配管合流点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サージタンク (B) の冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (B), (D) へ送水するために設置する。  重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水サージタンク (B) の冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (B), (D) 及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (ポンプ) へ送水するために設置する。  1. 最高使用圧力の設定根拠 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、主配管「残留熱除去系熱交換器 (B) 出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク (B) 出口配管合流点」の最高使用圧力と同じ 1.18 MPa 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主配管「残留熱除去系熱交換器 (B) 出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク (B) 出口配管合流点」の使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。  2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「残留熱除去系熱交換器 (B) 出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク (B) 出口配管合流点」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主配管「残留熱除去系熱交換器 (B) 出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク (B) 出口配管合流点」の使用温度と同じ 70 ℃ とする。  3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (ポンプ) に冷却水を供給するための配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、318.5 mm とする。			

名 称	原子炉補機冷却水サージタンク (B) 出口配管合流点 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ (D)	
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	457.2, 609.6
—		
<p><b>【設定根拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水サージタンク (B) 出口配管合流点から原子炉補機冷却水ポンプ (D) を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却水サージタンク (B) の冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (D) へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</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、主配管「残留熱除去系熱交換器 (B) 出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク (B) 出口配管合流点」の最高使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。</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主配管「残留熱除去系熱交換器 (B) 出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク (B) 出口配管合流点」の使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</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、主配管「残留熱除去系熱交換器 (B) 出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク (B) 出口配管合流点」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主配管「残留熱除去系熱交換器 (B) 出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク (B) 出口配管合流点」の使用温度と同じ 70 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</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、457.2 mm, 609.6 mm とする。</p>		

名 称	原子炉補機冷却水ポンプ(B) 入口配管分岐点 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(B)	
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	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(B) 入口配管分岐点から原子炉補機冷却水ポンプ(B) を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却水サージタンク(B)の冷却水並びに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)にて熱交換した冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B)へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</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、主配管「残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク(B) 出口配管合流点」の最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</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主配管「残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク(B) 出口配管合流点」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</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、主配管「残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク(B) 出口配管合流点」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主配管「残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク(B) 出口配管合流点」の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</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、457.2 mmとする。</p>		

名	称	原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D) ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (D)
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外	径	mm 406.4, 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(B), (D)から原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (D)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D)により冷却水を原子炉補機冷却水系熱交換(B), (D)へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</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1.18 MPaとする。</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1.18 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</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. 外径の設定根拠</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、406.4 mm, 457.2 mm, 609.6 mmとする。</p>		

名	称	原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (D) ～ 残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外	径	216.3, 355.6, 457.2, 508.0, 609.6
—		
<p><b>【設定根拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (D)から残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D)により冷却水を残留熱除去系熱交換器(B)へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 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の胴側の最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</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の胴側の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器の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の胴側の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>3.1 外径 355.6 mm, 457.2 mm, 508.0 mm, 609.6 mm 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、355.6 mm, 457.2 mm, 508.0 mm, 609.6 mmとする。</p> <p>3.2 外径 216.3 mm, 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、原子炉補機冷却水ポンプから供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、216.3 mmとする。</p>		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量*1 D (m <sup>3</sup> /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138			

注記\*1：流量は保守的に切り上げており，分岐前の流量と合計値が一致しない。

\*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



名 称		残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点 ~ 残留熱除去系熱交換器(B)	*
最高使用圧力	MPa	1.18	
最高使用温度	℃	70	
外 径	mm	216.3, 355.6	
注記*：原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却水系）と兼用。			
<b>【設定根拠】</b> (概要) 本配管は、残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点から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は、原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(D)により冷却水を残留熱除去系熱交換器(B)へ送水するために設置する。  重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水系ポンプ(B)、(D)及び原子炉補機代替冷却水系ユニット(ポンプ)からの冷却水を残留熱除去系熱交換器(B)へ供給送水するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 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、主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(B)、(D)～残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点」の最高使用圧力と同じ 1.18 MPa 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主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(B)、(D)～残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点」及び原子炉補機代替冷却水系主配管「原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(残留熱除去系供給)(西)～残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点」の使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(B)、(D)～残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点」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主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(B)、(D)～残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点」及び原子炉補機代替冷却水系主配管「原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(残留熱除去系供給)(西)～残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点」の使用温度と同じ 70 ℃ とする。			
3. 外径の設定根拠 3.1 外径 355.6 mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプの中で容量が最大とな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、355.6 mm とする。			

3. 2 外径 216.3 mm

原子炉補機代替冷却水系との取合部新設配管の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)の容量を基に設定しており、供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、216.3 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量*1 D (m <sup>3</sup> /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138			

注記\*1：流量は保守的に切り上げており、分岐前の流量と合計値が一致しない。

\*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名	称	残留熱除去系熱交換器(B) ~ 残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管分岐点	*
最高使用圧力	MPa	1.18	
最高使用温度	℃	70	
外 径	mm	216.3, 267.4, 355.6, 457.2	
注記*：原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却水系）と兼用。			
<b>【設定根拠】</b> (概要) 本配管は、残留熱除去系熱交換器(B)から残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管分岐点を接続する配管であり、設計基準対象施設としては、残留熱除去系熱交換器(B)にて熱交換した冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D) に送水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)にて熱交換した冷却水を原子炉補機冷却水系ポンプ(B), (D) 及び原子炉補機代替冷却水系ユニット(ポンプ)へ送水するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 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、主配管「残留熱除去系熱交換器(B) 入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(B)」の最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。  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主配管「残留熱除去系熱交換器(B) 入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(B)」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「残留熱除去系熱交換器(B) 入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(B)」の最高使用温度と同じ70℃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主配管「残留熱除去系熱交換器(B) 入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(B)」の使用温度と同じ70℃とする。			
3. 外径の設定根拠 3.1 外径 355.6 mm, 457.2 mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプの中で容量が最大とな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、355.6 mm, 457.2 mmとする。			

3. 2 外径 216.3 mm, 267.4 mm

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代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)の容量を基に設定しており、供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、216.3 mm, 267.4 mmとする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量*1 D (m <sup>3</sup> /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138			
267.4	9.3	250	0.04862			

注記\*1：流量は保守的に切り上げており、分岐前の流量と合計値が一致しない。

\*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管分岐点 ~ 原子炉補機冷却水サージタンク(B) 出口配管合流点	*
最高使用圧力	MPa	1.18	
最高使用温度	℃	70	
外 径	mm	216.3, 457.2, 508.0, 609.6	
注記*：原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却水系）と兼用。			
<b>【設定根拠】</b> (概要) 本配管は、残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管分岐点から原子炉補機冷却水サージタンク(B) 出口配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設としては、残留熱除去系熱交換器(B)にて熱交換した冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(D) に送水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)にて熱交換した冷却水を原子炉補機冷却水系ポンプ(B)、(D) 及び原子炉補機代替冷却水系ユニット(ポンプ)に送水するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 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、主配管「残留熱除去系熱交換器(B)～残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管分岐点」の最高使用圧力と同じ1.18 MPa 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主配管「残留熱除去系熱交換器(B)～残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管分岐点」の使用圧力と同じ1.18 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「残留熱除去系熱交換器(B)～残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管分岐点」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主配管「残留熱除去系熱交換器(B)～残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管分岐点」の使用温度と同じ70 ℃ とする。			
3. 外径の設定根拠 3. 1 外径 457.2 mm, 508.0 mm, 609.6 mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプの中で容量が最大とな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、457.2 mm, 508.0 mm, 609.6 mm とする。			
3. 2 外径 216.3 mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、原子炉補機冷却水ポンプから供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、216.3 mm とする。			

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量*1 D (m <sup>3</sup> /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138			

注記\*1：流量は保守的に切り上げており，分岐前の流量と合計値が一致しない。

\*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名	称	原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (D) 出口配管分岐点 2 ～ 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	1.18
最高使用温度	℃	70
外	径	mm 139.8, 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), (D) 出口配管分岐点 2 から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、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D)により冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</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、主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (D)～残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点」の最高使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。</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主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (D)～残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点」の使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</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、主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (D)～残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点」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主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (D)～残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点」の使用温度と同じ 70 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</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、139.8 mm, 216.3 mm 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
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外	径	mm 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(B)機関付空気冷却器から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、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却水ポンプ(B),(D)により冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</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、主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(D)出口配管分岐点2～非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器」の最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</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主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(D)出口配管分岐点2～非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</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、主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(D)出口配管分岐点2～非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器」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主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(D)出口配管分岐点2～非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器」の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</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、139.8 mm, 216.3 mm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)清水冷却器
最高使用圧力	MPa	1.18
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)潤滑油冷却器から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、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(D)により冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</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、主配管「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」の最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</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主配管「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」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</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、主配管「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」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主配管「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」の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</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、216.3 mmとする。</p>		

名 称		非常用ディーゼル発電設備(B)清水冷却器 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D)入口配管合流点2
最高使用圧力	MPa	1.18
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)清水冷却器から原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D)入口配管合流点2を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D)へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</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、主配管「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)清水冷却器」の最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</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主配管「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)清水冷却器」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</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、主配管「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)清水冷却器」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主配管「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)清水冷却器」の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</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、216.3 mmとする。</p>		

名 称		燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管合流点 ~ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)	*
最高使用圧力	MPa	1.18	
最高使用温度	℃	70	
外 径	mm	165.2, 267.4	
注記*：原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却水系）と兼用。			
<b>【設定根拠】</b> (概要) 本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管合流点から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),(D)により冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)へ送水するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 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、主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(D)出口配管分岐点3～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管合流点」の最高使用圧力と同じ1.18 MPa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主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(D)出口配管分岐点3～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管合流点」及び原子炉補機代替冷却水系主配管「原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(燃料プール冷却浄化系供給)(西)～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管合流点」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(D)出口配管分岐点3～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管合流点」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主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(D)出口配管分岐点3～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管合流点」及び原子炉補機代替冷却水系主配管「原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(燃料プール冷却浄化系供給)(西)～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管合流点」の使用温度と同じ70℃とする。			
3. 外径の設定根拠 3.1 外径 267.4 mm 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、267.4 mmとする。			

3. 2 外径 165.2 mm

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代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)の容量を基に設定しており、供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量*1 D (m <sup>3</sup> /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791			

注記\*1：流量は保守的に切り上げており、分岐前の流量と合計値が一致しない。

\*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		*
		燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) ~ 原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D) 入口配管合流点 1
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	165.2, 267.4
注記* : 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機代替冷却水系) と兼用。		
<b>【設定根拠】</b> (概要) 本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)から原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D) 入口配管合流点 1 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)にて熱交換した冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D)へ送水するために設置する。  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)にて熱交換した冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D)及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)へ送水するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 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、主配管「燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 入口配管合流点～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)」の最高使用圧力と同じ 1.18 MPa 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主配管「燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 入口配管合流点～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)」の使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 入口配管合流点～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)」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主配管「燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 入口配管合流点～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)」の使用温度と同じ 70 ℃ とする。		
3. 外径の設定根拠 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代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)の容量を基に設定しており、供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2 mm, 267.4 mm とする。		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量*1 D (m <sup>3</sup> /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791			
267.4	9.3	250	0.04862			

注記\*1：流量は保守的に切り上げており、分岐前の流量と合計値が一致しない。

\*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名	称	原子炉補機冷却海水ポンプ(A) ～ 原子炉補機冷却海水系ストレーナ(A)
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ポンプ(A)から原子炉補機冷却海水系ストレーナ(A)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却海水ポンプ(A)により海水を原子炉補機冷却海水系ストレーナ(A)へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</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0.78 MPaとする。</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海水ポンプの使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</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. 外径の設定根拠</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、508.0 mmとする。</p>		

名	称	原子炉補機冷却海水系ストレーナ(A) ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器(A)
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ーナ(A)から原子炉補機冷却水系熱交換器(A)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却海水ポンプ(A)により海水を原子炉補機冷却水系熱交換器(A)へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</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系ストレーナの最高使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</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系ストレーナの使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</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系ストレーナ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系ストレーナの使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</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、508.0 mmとする。</p>		



名	称	原子炉補機冷却水系熱交換器(A) ～ 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(A)から放水槽を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却海水ポンプ(A)により原子炉補機冷却水系熱交換器(A)にて熱交換した海水を放水槽へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 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の管側の最高使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</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の管側の使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器の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の管側の使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 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、508.0 mmとする。</p>		

名	称	原子炉補機冷却海水ポンプ(C) ～ 原子炉補機冷却海水系ストレーナ(C)
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ポンプ(C)から原子炉補機冷却海水系ストレーナ(C)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却海水ポンプ(C)により海水を原子炉補機冷却海水系ストレーナ(C)へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</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0.78 MPaとする。</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海水ポンプの使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</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. 外径の設定根拠</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、508.0 mmとする。</p>		

名	称	原子炉補機冷却海水系ストレーナ(C) ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器(C)
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ーナ(C)から原子炉補機冷却水系熱交換器(C)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却海水ポンプ(C)により海水を原子炉補機冷却水系熱交換器(C)へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</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系ストレーナの最高使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</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系ストレーナの使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</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系ストレーナ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系ストレーナの使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</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、508.0 mmとする。</p>		

名	称	原子炉補機冷却水系熱交換器(C) ～ 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(C)から放水槽を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却海水ポンプ(C)により原子炉補機冷却水系熱交換器(C)にて熱交換した海水を放水槽へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 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の管側の最高使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</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の管側の使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器の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の管側の使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 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、508.0 mmとする。</p>		

名 称	原子炉補機冷却海水ポンプ(A) 出口配管分岐点 ～ 原子炉補機冷却海水ポンプ(C) 出口配管合流点	
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ポンプ(A) 出口配管分岐点から原子炉補機冷却海水ポンプ(C) 出口配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却海水ポンプ(A), (C)により海水を原子炉補機冷却海水系ストレーナ(A), (C)へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 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、主配管「原子炉補機冷却海水ポンプ(A)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(A)」の最高使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</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主配管「原子炉補機冷却海水ポンプ(A)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(A)」の使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「原子炉補機冷却海水ポンプ(A)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(A)」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主配管「原子炉補機冷却海水ポンプ(A)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(A)」の使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 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、508.0 mmとする。</p>		

名	称	原子炉補機冷却海水ポンプ(B) ～ 原子炉補機冷却海水系ストレーナ(B)
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ポンプ(B)から原子炉補機冷却海水系ストレーナ(B)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却海水ポンプ(B)により海水を原子炉補機冷却海水系ストレーナ(B)へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</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0.78 MPaとする。</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海水ポンプの使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</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. 外径の設定根拠</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、508.0 mmとする。</p>		

名	称	原子炉補機冷却海水系ストレーナ(B) ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器(B)
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ーナ(B)から原子炉補機冷却水系熱交換器(B)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却海水ポンプ(B)により海水を原子炉補機冷却水系熱交換器(B)へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</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系ストレーナの最高使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</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系ストレーナの使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</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系ストレーナ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系ストレーナの使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</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、508.0 mmとする。</p>		

名	称	原子炉補機冷却水系熱交換器(B) ～ 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(B)から放水槽を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却海水ポンプ(B)により原子炉補機冷却水系熱交換器(B)にて熱交換した海水を放水槽へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</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の管側の最高使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</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の管側の使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</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の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の管側の使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</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、508.0 mmとする。</p>		

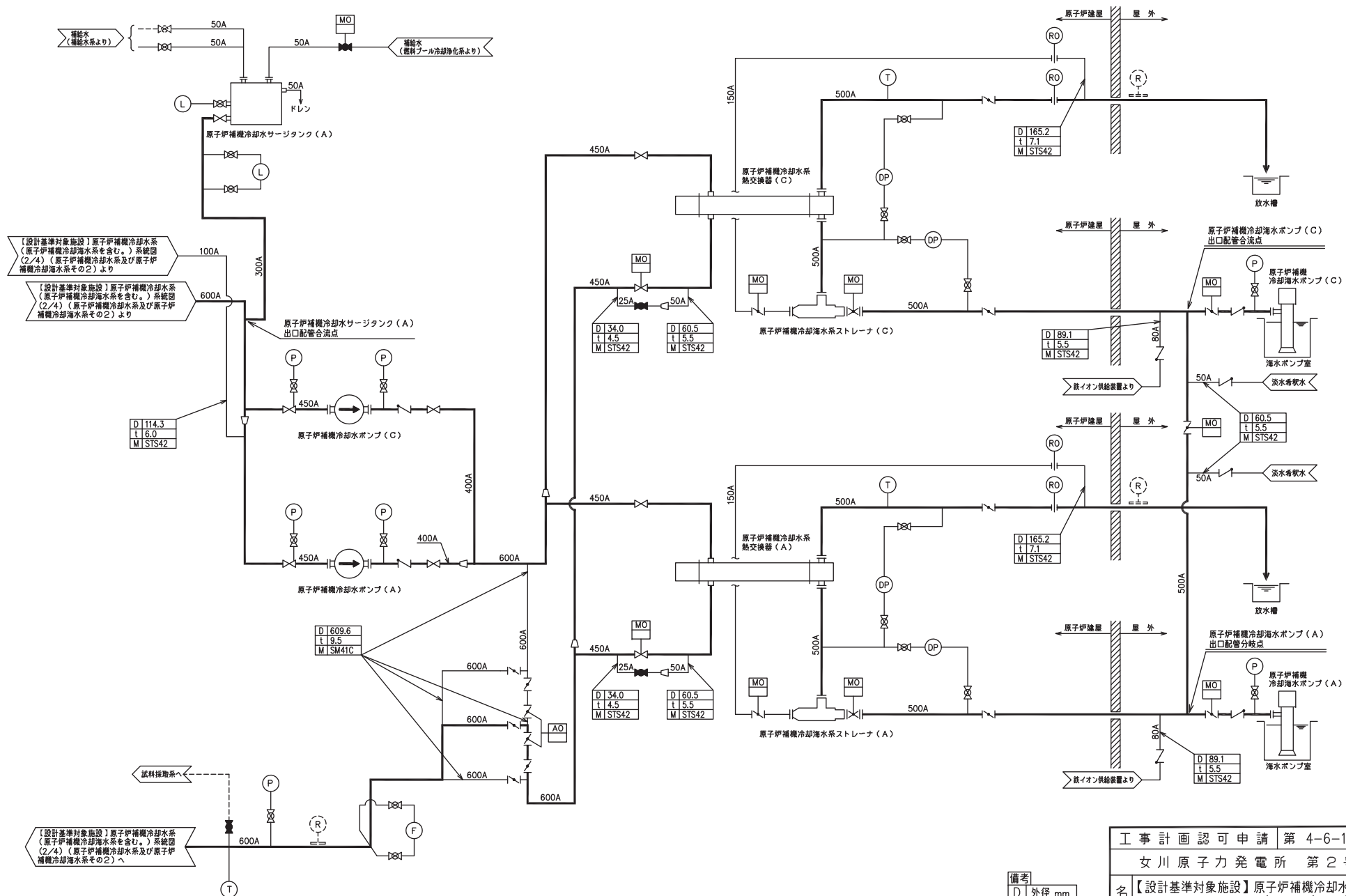


名	称	原子炉補機冷却海水ポンプ(D) ～ 原子炉補機冷却海水系ストレーナ(D)
最高使用圧力	MPa	0.78
最高使用温度	℃	50
外	径	mm
		508.0
—		
<p><b>【設定根拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却海水ポンプ(D)から原子炉補機冷却海水系ストレーナ(D)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却海水ポンプ(D)により海水を原子炉補機冷却海水系ストレーナ(D)へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</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海水ポンプの使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</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. 外径の設定根拠</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、508.0 mmとする。</p>		

名	称	原子炉補機冷却海水系ストレーナ(D) ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器(D)
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ーナ(D)から原子炉補機冷却水系熱交換器(D)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却海水ポンプ(D)により海水を原子炉補機冷却水系熱交換器(D)へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</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系ストレーナの最高使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</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系ストレーナの使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</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系ストレーナ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系ストレーナの使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</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、508.0 mmとする。</p>		

名	称	原子炉補機冷却水系熱交換器(D) ～ 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(D)から放水槽を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却海水ポンプ(D)により原子炉補機冷却水系熱交換器(D)にて熱交換した海水を放水槽へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 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の管側の最高使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</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の管側の使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器の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の管側の使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 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、508.0 mmとする。</p>		

名	称	原子炉補機冷却海水ポンプ(B) 出口配管分岐点 ～ 原子炉補機冷却海水ポンプ(D) 出口配管合流点
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ポンプ(B) 出口配管分岐点から原子炉補機冷却海水ポンプ(B) 出口配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却海水ポンプ(B), (D)により海水を原子炉補機冷却海水系ストレーナ(B), (D)へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 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、主配管「原子炉補機冷却海水ポンプ(B)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(B)」の最高使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</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主配管「原子炉補機冷却海水ポンプ(B)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(B)」の使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「原子炉補機冷却海水ポンプ(B)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(B)」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主配管「原子炉補機冷却海水ポンプ(B)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(B)」の使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 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、508.0 mmとする。</p>		



【設計基準対象施設】原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）系統図(2/4)（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系その2）より

【設計基準対象施設】原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）系統図(2/4)（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系その2）より

【設計基準対象施設】原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）系統図(2/4)（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系その2）へ

備考

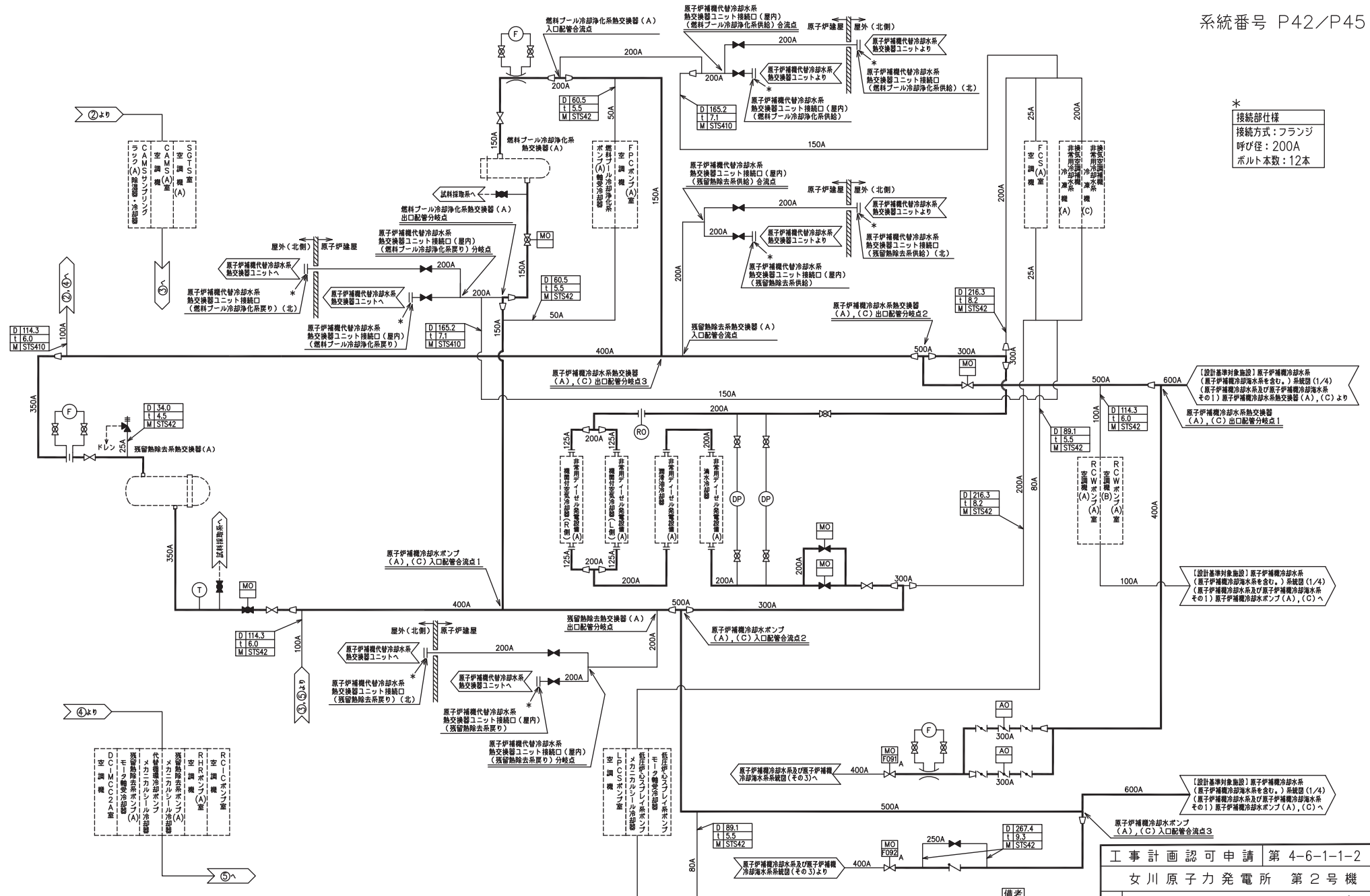
D	外径 mm
t	厚さ mm
M	材料

工事計画認可申請 第 4-6-1-1-1 図

女川原子力発電所 第 2 号機

名 称 【設計基準対象施設】原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）系統図(1/4)（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系その1）

東北電力株式会社



\*  
接続部仕様  
接続方式：フランジ  
呼び径：200A  
ボルト本数：12本

【設計基準対象施設】原子炉補機冷却水系統 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 系統図 (1/4)  
 (原子炉補機冷却水系統及び原子炉補機冷却海水系その1) 原子炉補機冷却水系統熱交換器 (A), (C) より

【設計基準対象施設】原子炉補機冷却水系統 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 系統図 (1/4)  
 (原子炉補機冷却水系統及び原子炉補機冷却海水系その1) 原子炉補機冷却水ポンプ (A), (C) へ

【設計基準対象施設】原子炉補機冷却水系統 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 系統図 (1/4)  
 (原子炉補機冷却水系統及び原子炉補機冷却海水系その1) 原子炉補機冷却水ポンプ (A), (C) へ

備考

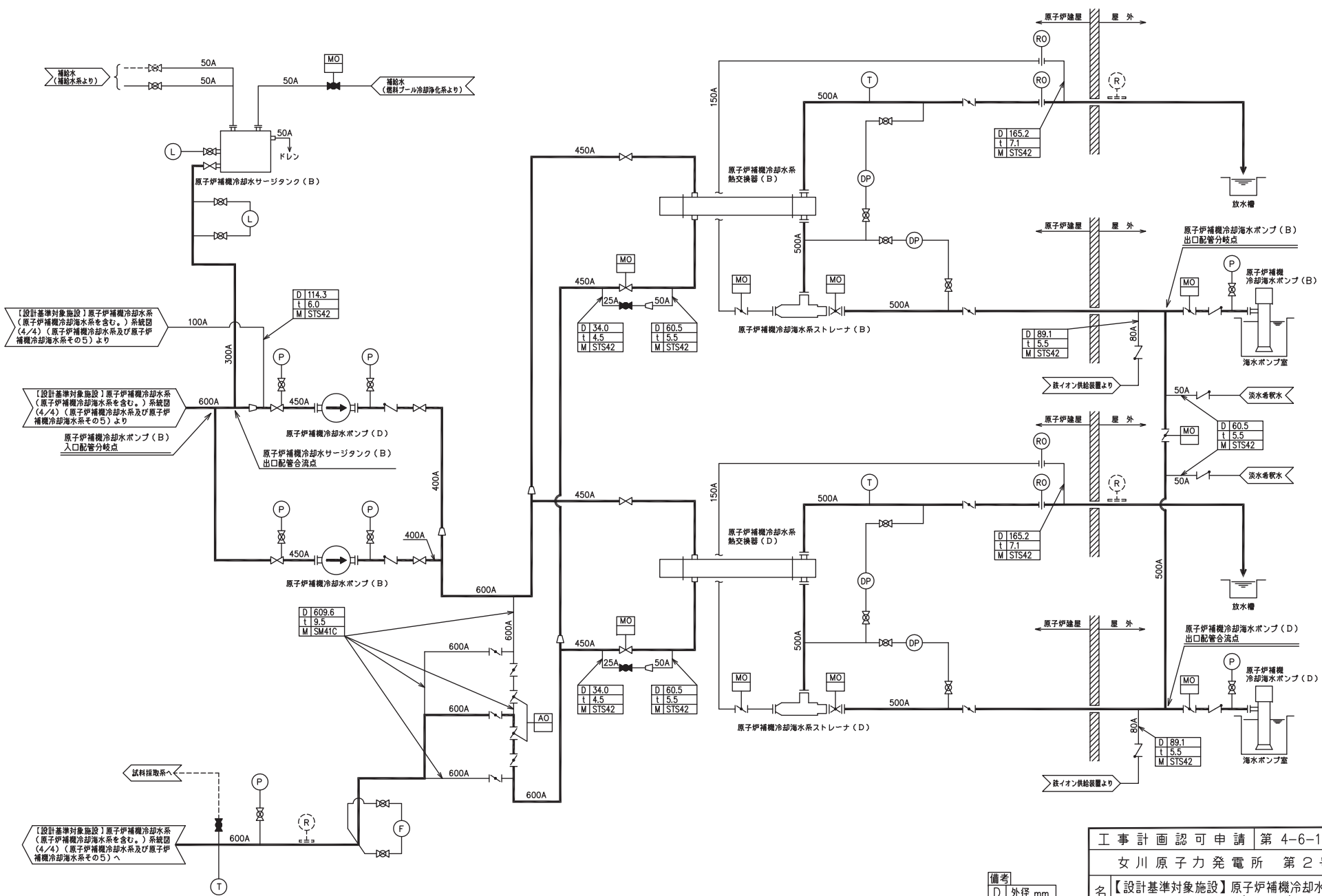
D	外径 mm
t	厚さ mm
M	材料

工事計画認可申請 第 4-6-1-1-2 図

女川原子力発電所 第 2 号機

名 称 【設計基準対象施設】原子炉補機冷却水系統 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 系統図 (2/4) (原子炉補機冷却水系統及び原子炉補機冷却海水系その2)

東北電力株式会社



【設計基準対象施設】原子炉補機冷却水系  
(原子炉補機冷却海水系を含む。)系統図  
(4/4) (原子炉補機冷却水系及び原子炉  
補機冷却海水系その5)より

【設計基準対象施設】原子炉補機冷却水系  
(原子炉補機冷却海水系を含む。)系統図  
(4/4) (原子炉補機冷却水系及び原子炉  
補機冷却海水系その5)より

原子炉補機冷却水ポンプ (B)  
入口配管分岐点

原子炉補機冷却水サージタンク (B)  
出口配管合流点

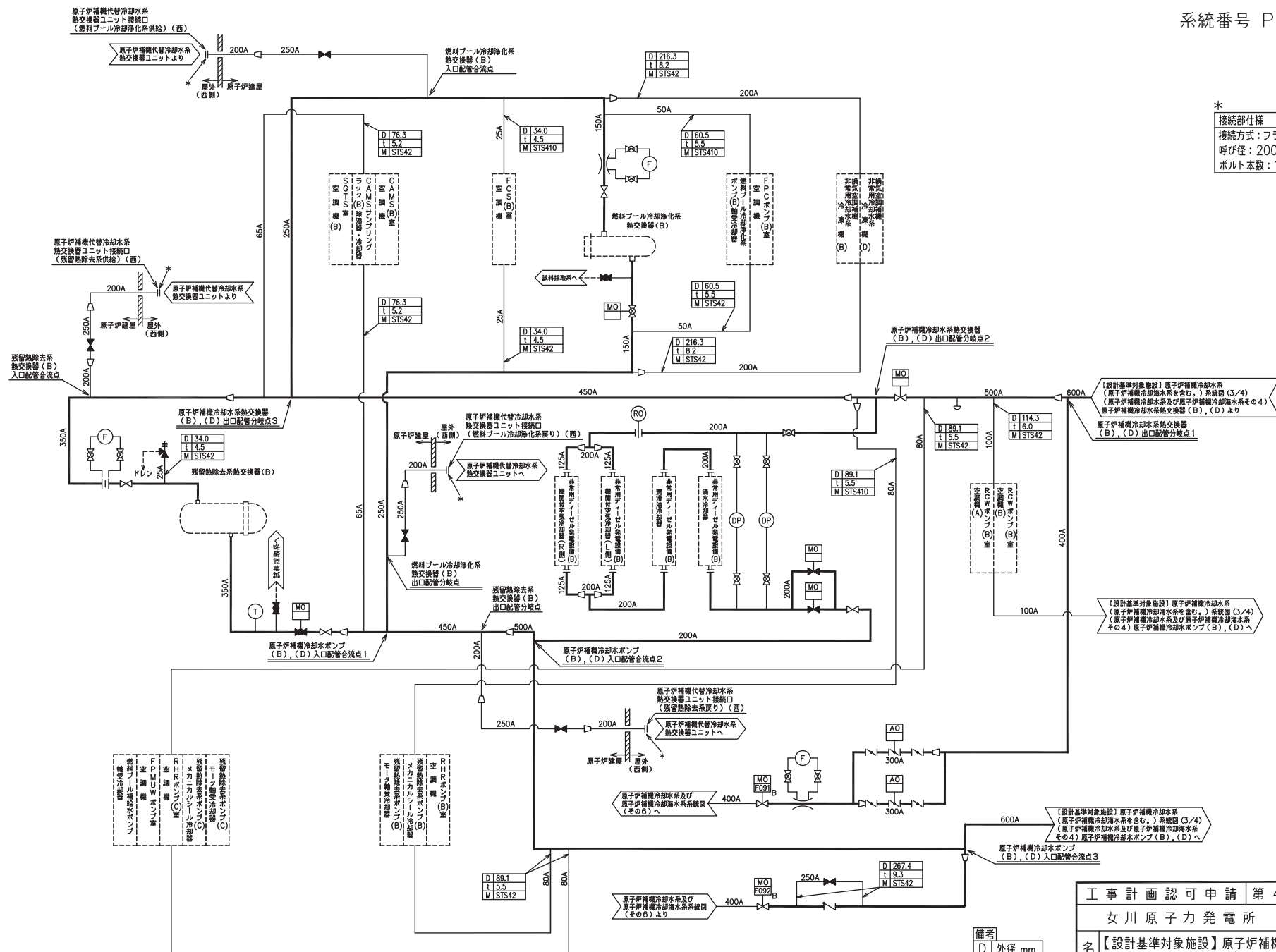
試料採取系へ

【設計基準対象施設】原子炉補機冷却水系  
(原子炉補機冷却海水系を含む。)系統図  
(4/4) (原子炉補機冷却水系及び原子炉  
補機冷却海水系その5)へ

備考

D	外径	mm
t	厚さ	mm
M	材料	

工事計画認可申請 第 4-6-1-1-3 図	
女川原子力発電所 第 2 号機	
名 称	【設計基準対象施設】原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)系統図(3/4)(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系その4)
東北電力株式会社	



＊  
接続部仕様  
接続方式：フランジ  
呼び径：200A  
ボルト本数：12本

【設計基準対象施設】原子炉補機冷却水系  
(原子炉補機冷却海水系を含む。)系統図(3/4)  
(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系その4)  
原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(D)より

【設計基準対象施設】原子炉補機冷却水系  
(原子炉補機冷却海水系を含む。)系統図(3/4)  
(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系その4)  
原子炉補機冷却水ポンプ(B),(D)へ

【設計基準対象施設】原子炉補機冷却水系  
(原子炉補機冷却海水系を含む。)系統図(3/4)  
(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系その4)  
原子炉補機冷却水ポンプ(B),(D)へ

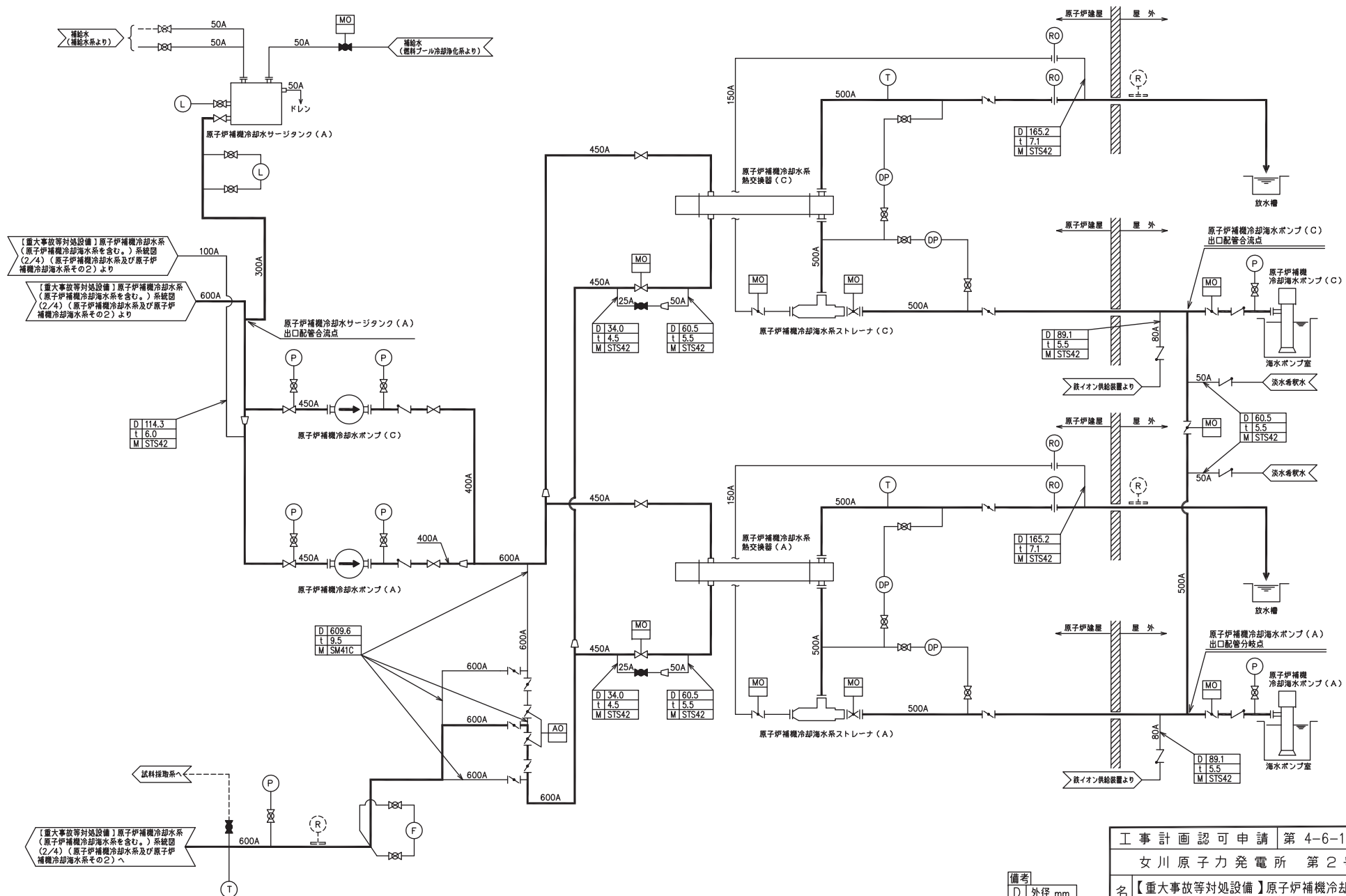
備考  
D 外径 mm  
t 厚さ mm  
M 材料

工事計画認可申請 第4-6-1-1-4 図  
女川原子力発電所 第2号機

名 称 【設計基準対象施設】原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)系統図(4/4)(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系その5)

東北電力株式会社





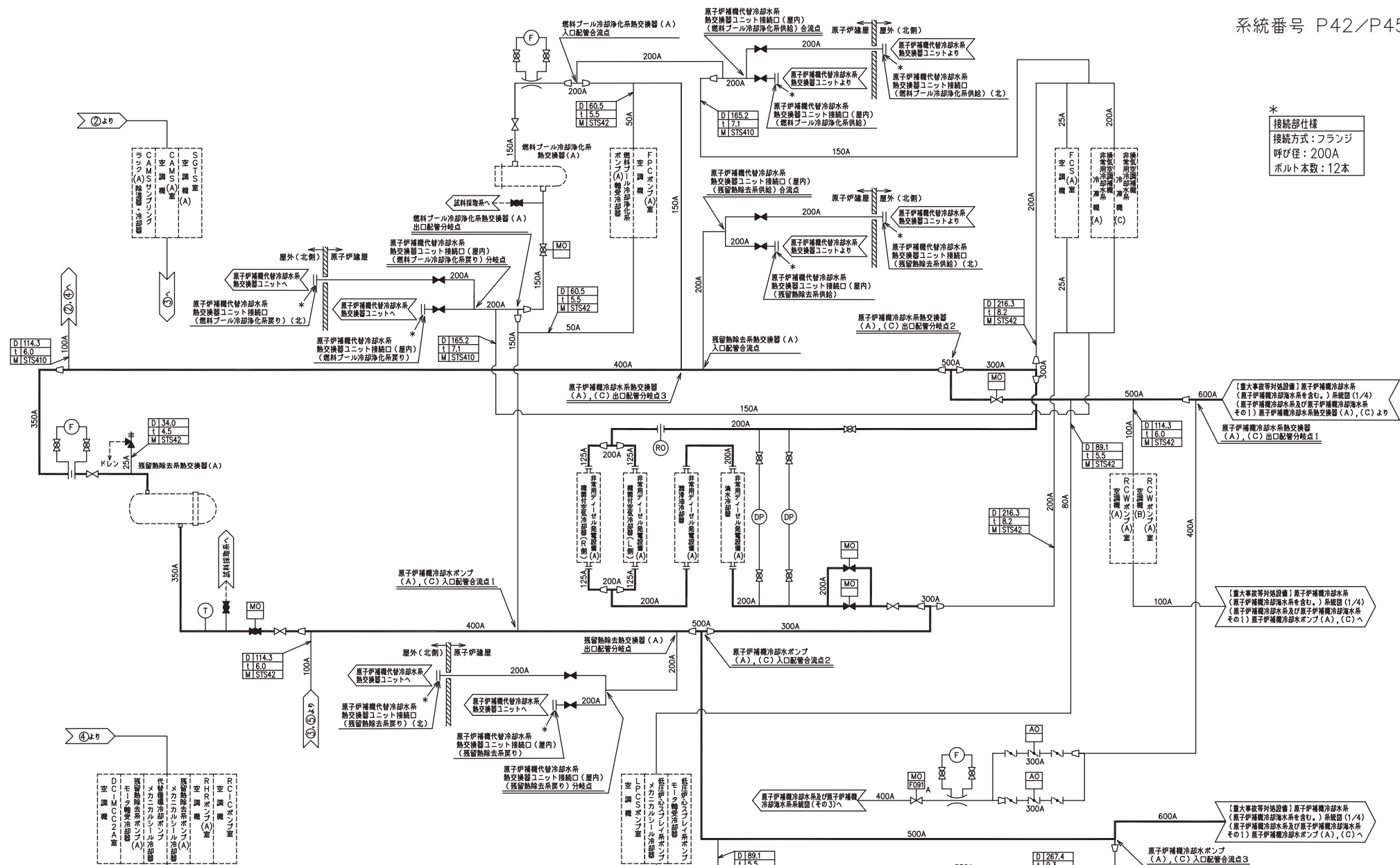
工事計画認可申請 第4-6-1-1-5 図

女川原子力発電所 第2号機

名 称 【重大事故等対処設備】原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)系統図(1/4)(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系その1)

東北電力株式会社

備考
D 外径 mm
t 厚さ mm
M 材料



【重大事故等対処設備】原子炉補機冷却水系  
(原子炉補機冷却海水系を含む。)系統図(1/4)  
(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系  
その1) 原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(C)より  
原子炉補機冷却水系熱交換器  
(A),(C) 出口配管分岐点1

【重大事故等対処設備】原子炉補機冷却水系  
(原子炉補機冷却海水系を含む。)系統図(1/4)  
(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系  
その1) 原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(C)へ

【重大事故等対処設備】原子炉補機冷却水系  
(原子炉補機冷却海水系を含む。)系統図(1/4)  
(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系  
その1) 原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(C)へ  
原子炉補機冷却水系熱交換器  
(A),(C) 入口配管合流点3

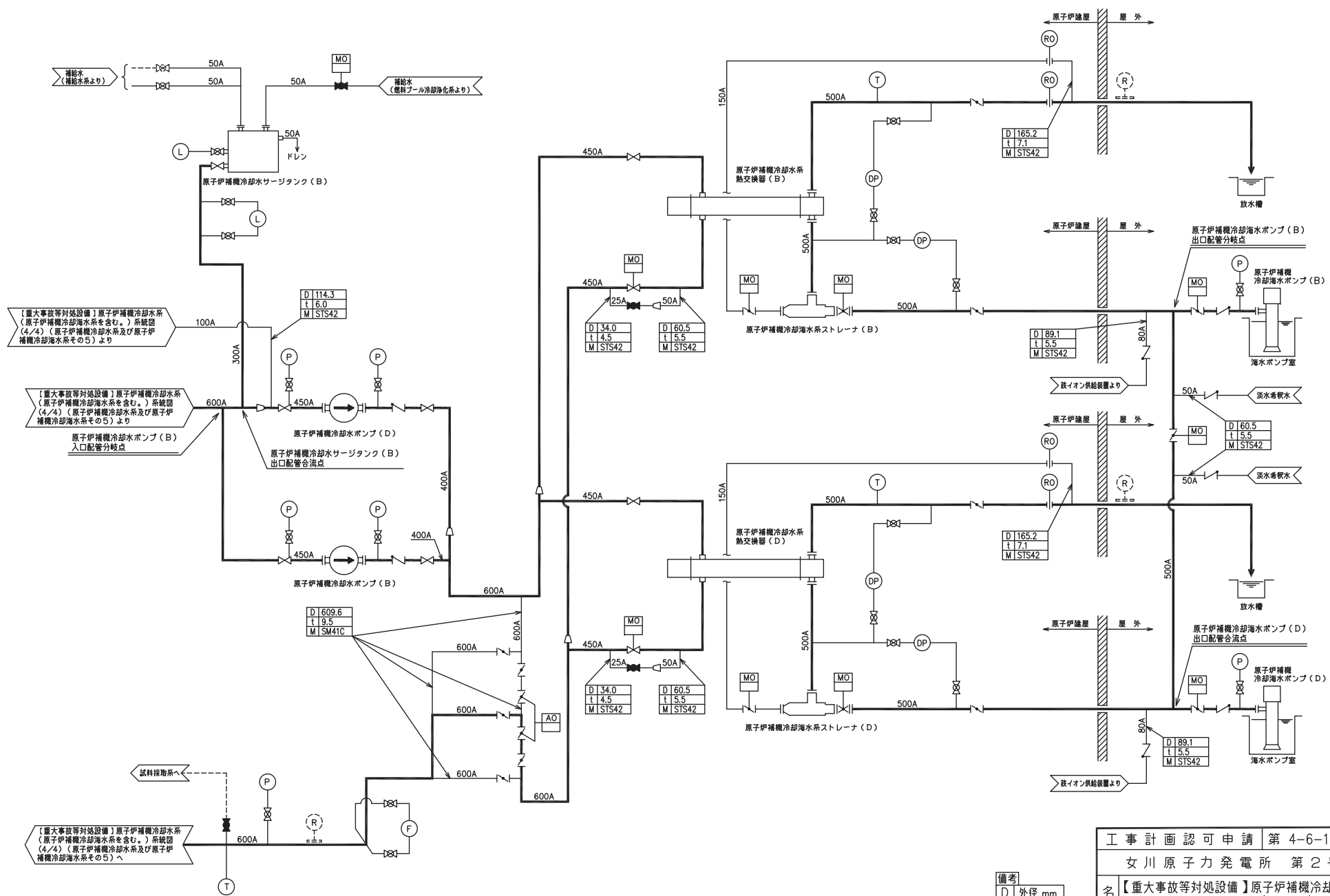
工事計画認可申請 第 4-6-1-1-6 図  
女川原子力発電所 第2号機

名 称 【重大事故等対処設備】原子炉補機冷却水系(原子  
炉補機冷却海水系を含む。)系統図(2/4)(原子  
炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系その2)

東北電力株式会社

備考

D	外径 mm
t	厚さ mm
M	材料



【重大事故等対処設備】原子炉補機冷却水系  
(原子炉補機冷却海水系を含む。)系統図  
(4/4) (原子炉補機冷却水系及び原子炉  
補機冷却海水系その5)より

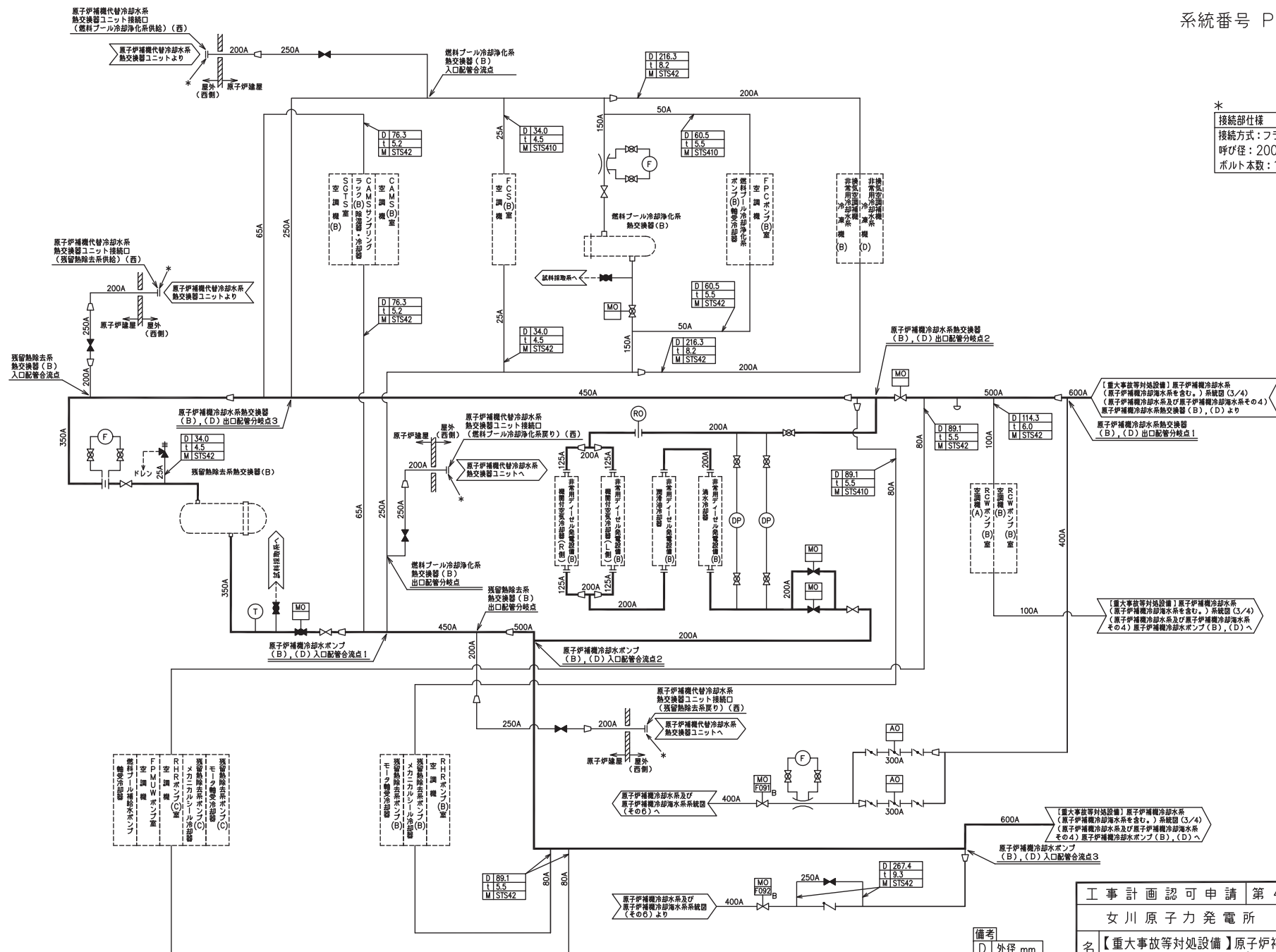
【重大事故等対処設備】原子炉補機冷却水系  
(原子炉補機冷却海水系を含む。)系統図  
(4/4) (原子炉補機冷却水系及び原子炉  
補機冷却海水系その5)より

【重大事故等対処設備】原子炉補機冷却水系  
(原子炉補機冷却海水系を含む。)系統図  
(4/4) (原子炉補機冷却水系及び原子炉  
補機冷却海水系その5)へ

備考

D	外径	mm
t	厚さ	mm
M	材料	

工事計画認可申請 第 4-6-1-1-7 図	
女川原子力発電所 第 2 号機	
名 称	【重大事故等対処設備】原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)系統図(3/4)(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系その4)
東北電力株式会社	



＊  
接続部仕様  
接続方式：フランジ  
呼び径：200A  
ボルト本数：12本

【重大事故等対処設備】原子炉補機冷却水  
系（原子炉補機冷却海水系を含む。）系統図(3/4)  
（原子炉補機冷却水及び原子炉補機冷却海水系  
その4）原子炉補機冷却水熱交換器（B）、（D）より

【重大事故等対処設備】原子炉補機冷却水  
系（原子炉補機冷却海水系を含む。）系統図(3/4)  
（原子炉補機冷却水及び原子炉補機冷却海水系  
その4）原子炉補機冷却水ポンプ（B）、（D）へ

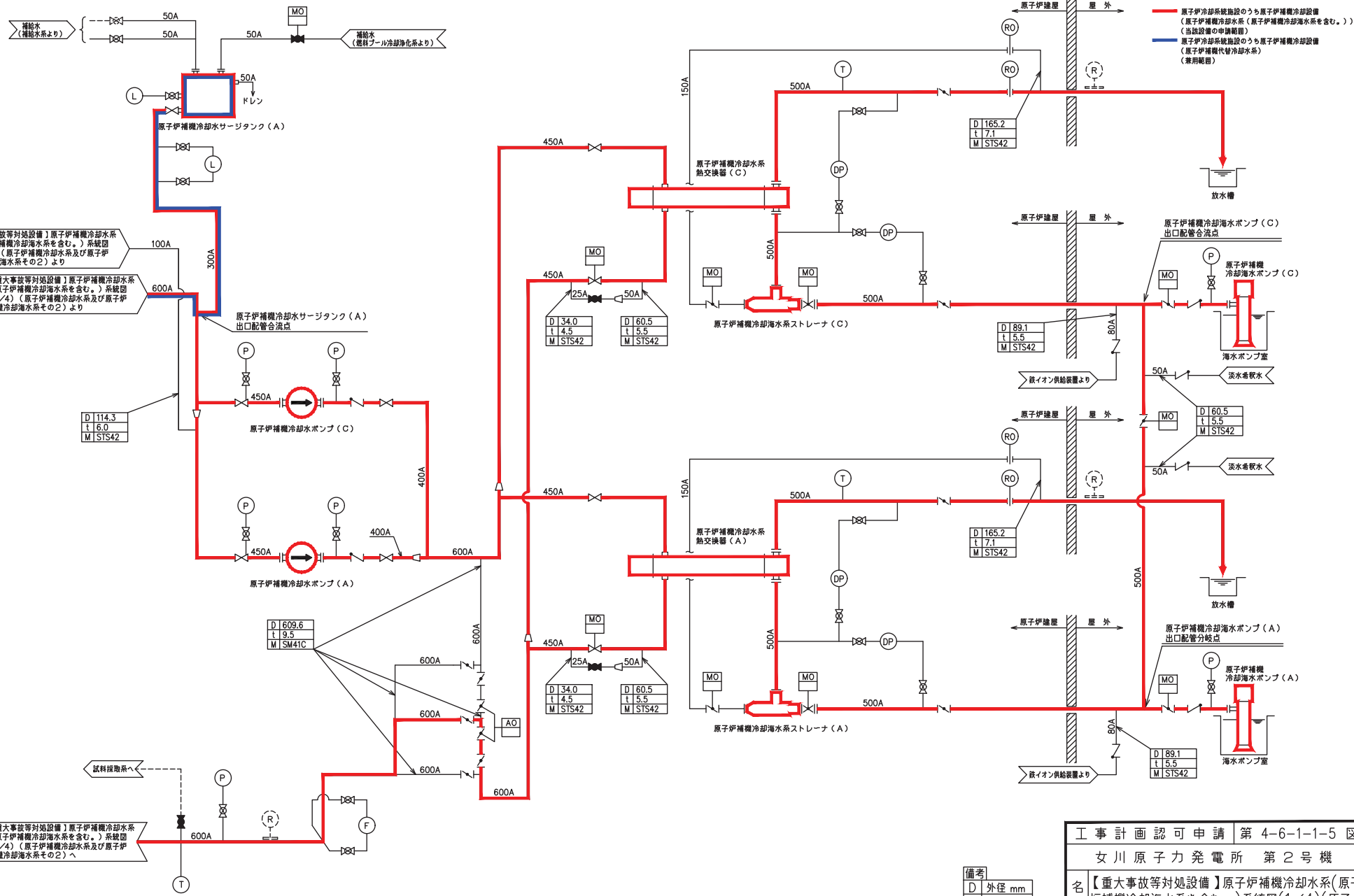
【重大事故等対処設備】原子炉補機冷却水  
系（原子炉補機冷却海水系を含む。）系統図(3/4)  
（原子炉補機冷却水及び原子炉補機冷却海水系  
その4）原子炉補機冷却水ポンプ（B）、（D）へ

工事計画認可申請 第 4-6-1-1-8 図  
女川原子力発電所 第 2 号機

名 称 【重大事故等対処設備】原子炉補機冷却水  
系（原子炉補機冷却海水系を含む。）系統図(4/4)  
（原子炉補機冷却水及び原子炉補機冷却海水系  
その5）

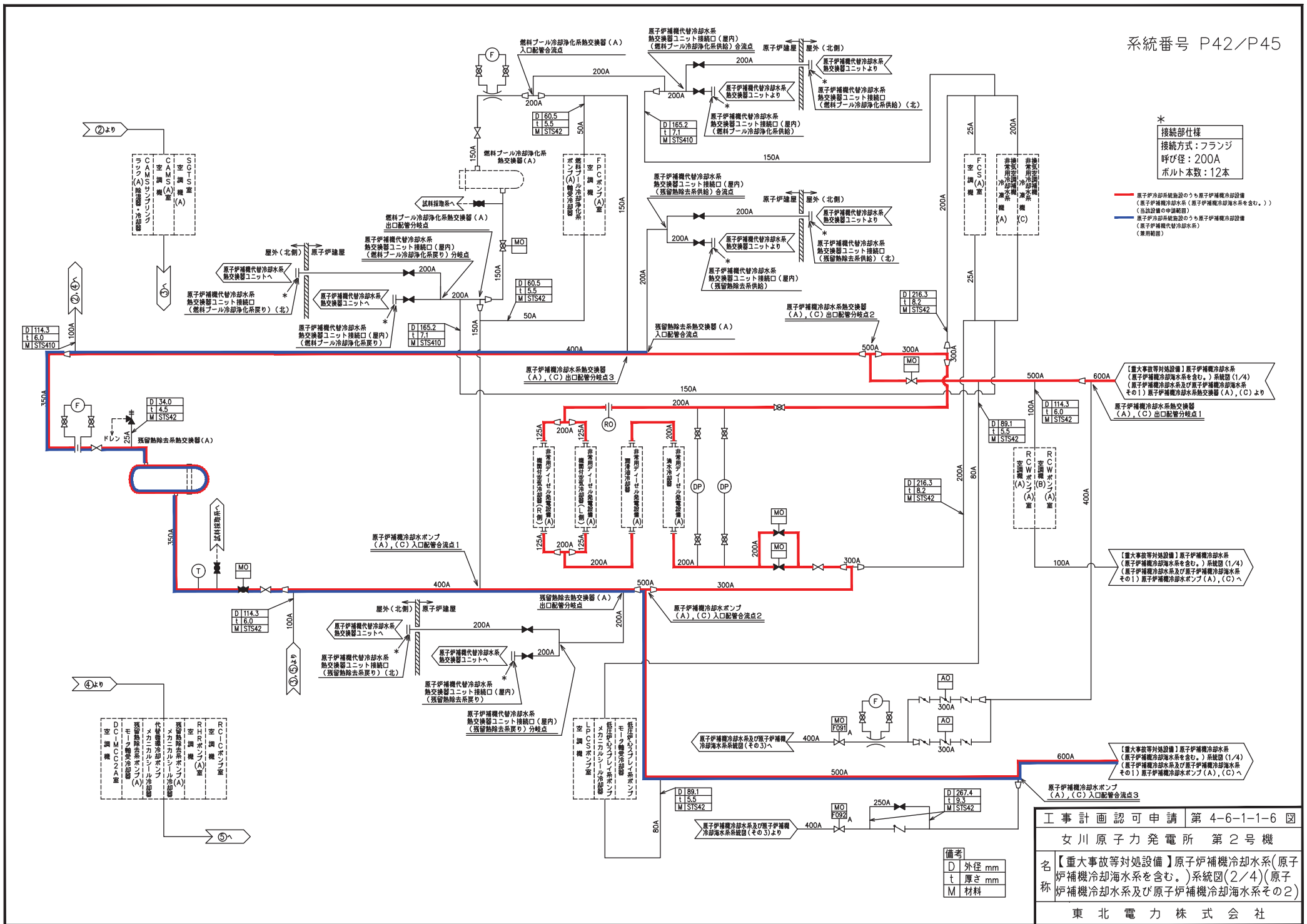
東 北 電 力 株 式 会 社

備考
D 外径 mm
t 厚さ mm
M 材料



工事計画認可申請 第4-6-1-1-5 図	
女川原子力発電所 第2号機	
名	【重大事故等対処設備】原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)系統図(1/4)(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系その1)
称	
東北電力株式会社	

備考
D 外径 mm
t 厚さ mm
M 材料



＊  
接続部仕様  
接続方式：フランジ  
呼び径：200A  
ボルト本数：12本

— 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、原子炉補機冷却海水系を含む。)  
(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  
(原子炉補機冷却水系)  
(運用範囲)

【重大事故等対処設備】原子炉補機冷却水系  
(原子炉補機冷却海水系を含む。)系統図(1/4)  
(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系  
その1) 原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(C)より  
原子炉補機冷却水系熱交換器  
(A),(C) 出口配管分岐点1

【重大事故等対処設備】原子炉補機冷却水系  
(原子炉補機冷却海水系を含む。)系統図(1/4)  
(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系  
その1) 原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(C)へ

【重大事故等対処設備】原子炉補機冷却水系  
(原子炉補機冷却海水系を含む。)系統図(1/4)  
(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系  
その1) 原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(C)へ

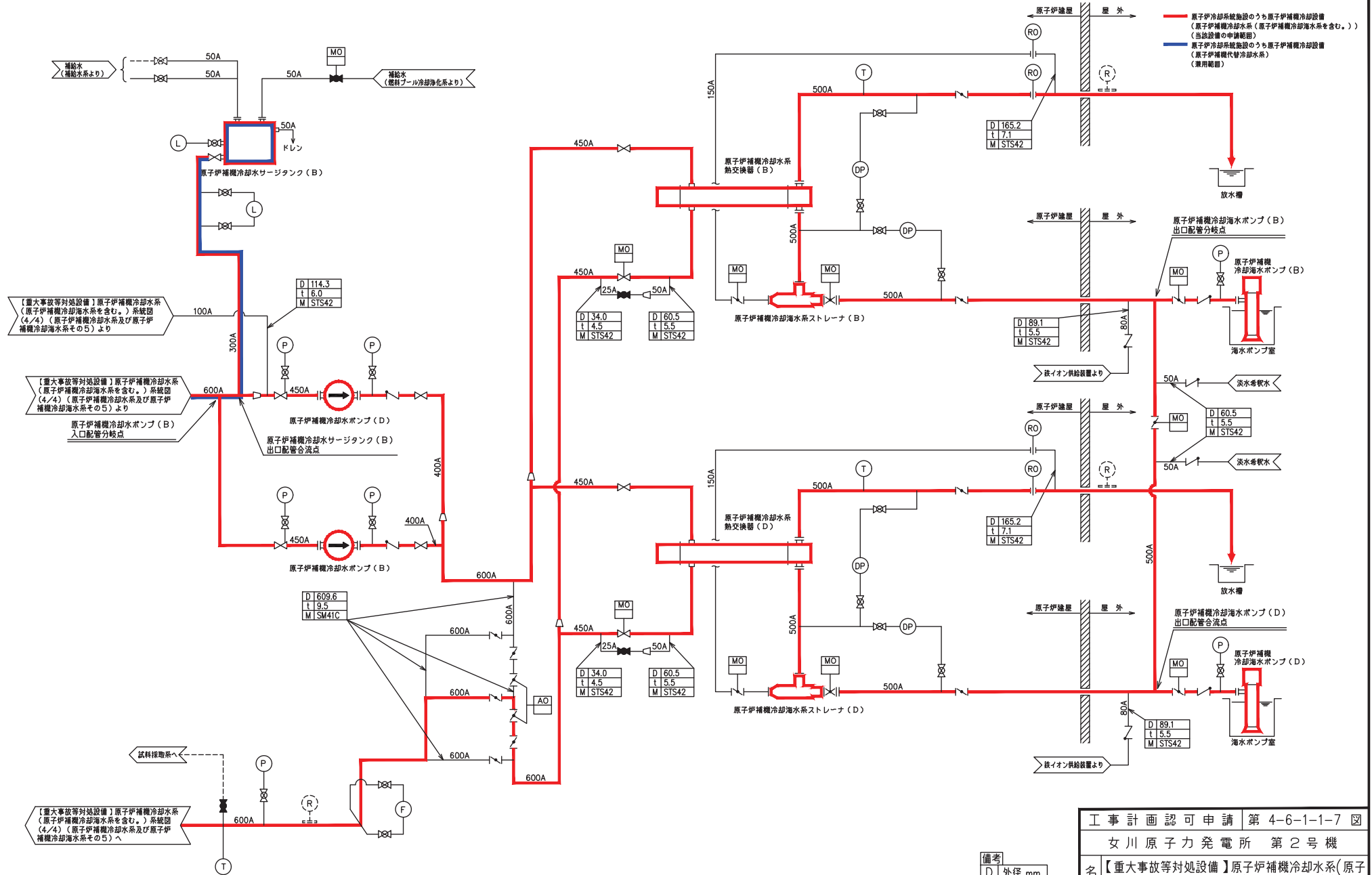
備考  
D 外径 mm  
t 厚さ mm  
M 材料

工事計画認可申請 第4-6-1-1-6 図

女川原子力発電所 第2号機

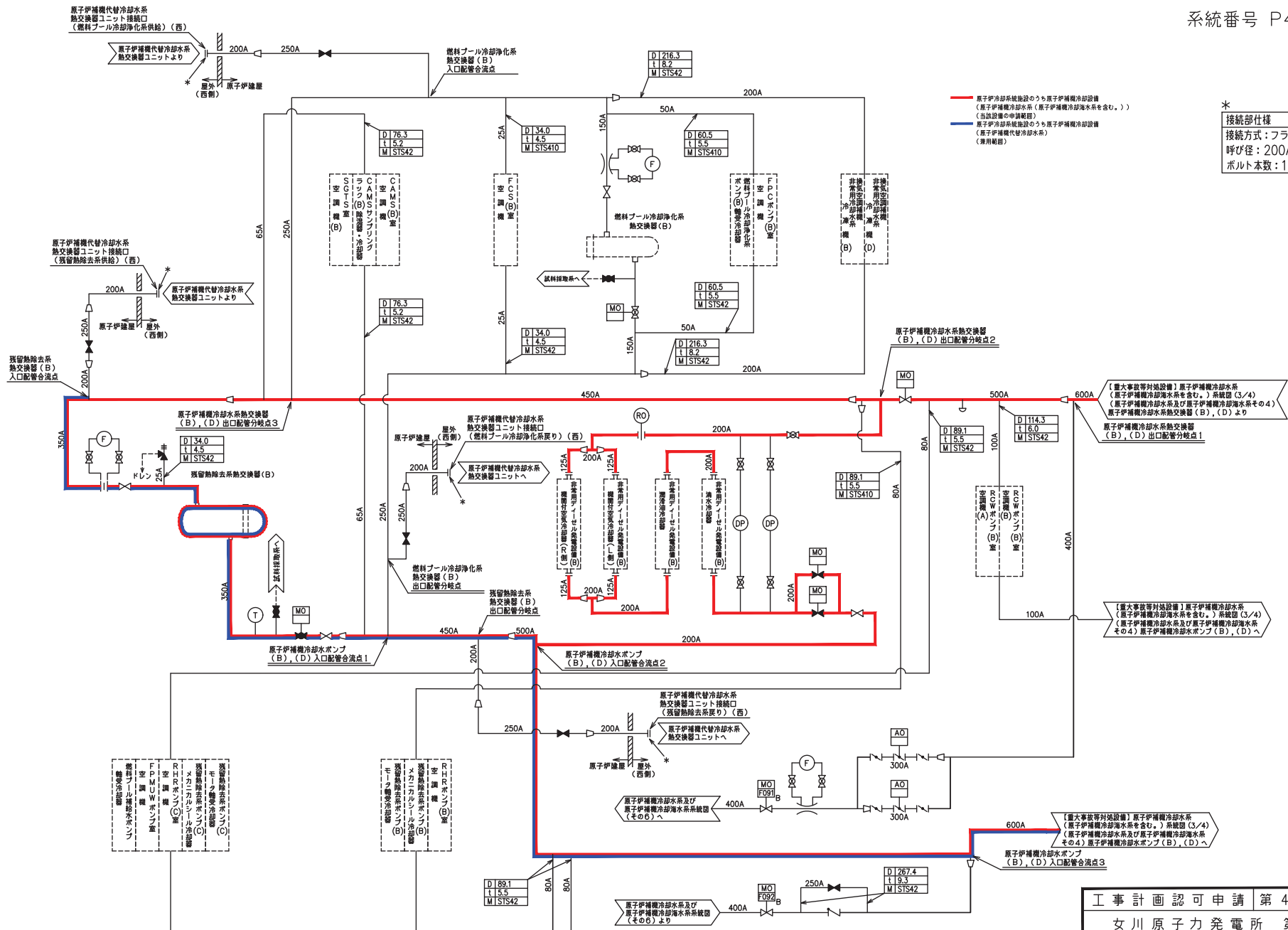
名 称 【重大事故等対処設備】原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)系統図(2/4)(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系その2)

東北電力株式会社



備考	
D	外径 mm
t	厚さ mm
M	材料

工事計画認可申請 第 4-6-1-1-7 図
女川原子力発電所 第 2 号機
名 称 【重大事故等対処設備】原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 系統図 (3/4) (原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系その 4)
東 北 電 力 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(原子炉補機冷却海水系を含む。))  
 (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  
 (原子炉補機代替冷却水系)  
 (兼用範囲)

＊  
 接続部仕様  
 接続方式：フランジ  
 呼び径：200A  
 ボルト本数：12本

工事計画認可申請 第4-6-1-1-8 図	
女川原子力発電所 第2号機	
名	【重大事故等対処設備】原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)
称	系統図(4/4)(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系その5)
東北電力株式会社	

備考	
D	外径 mm
t	厚さ mm
M	材料



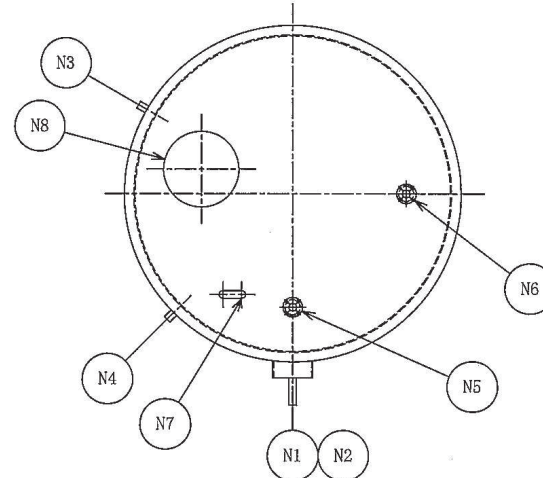
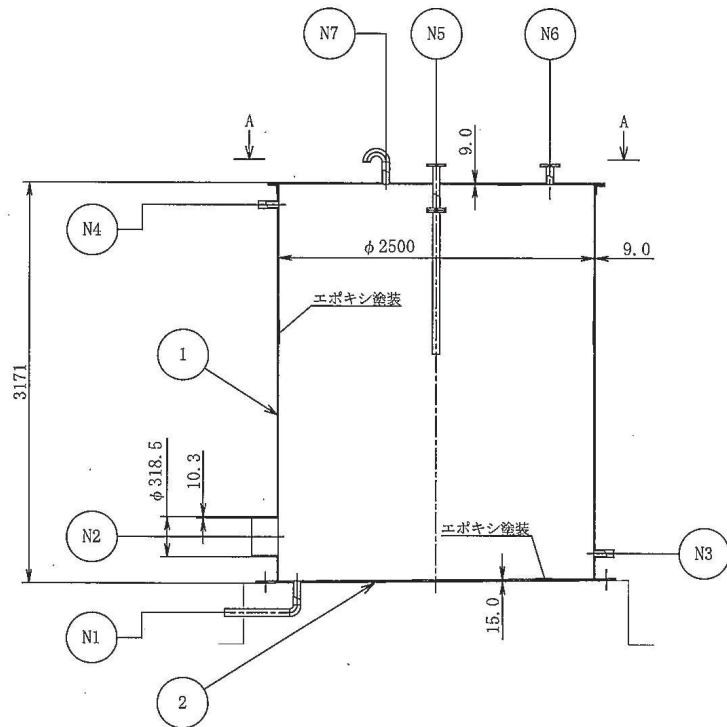


図-1 A~A矢視図

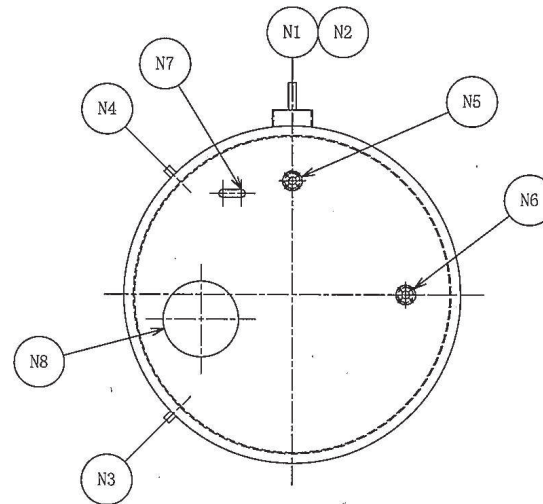


図-2 A~A矢視図

符号	名称	個数	呼び径
N8	マンホール	1	
N7	ベント	1	
N6	非常用補給水入口	1	
N5	純水補給水入口	1	
N4	オーバーフロー	1	
N3	液位計	1	
N2	液出口	1	300A
N1	ドレン	1	

管台一覧表

番号	品名	個数	材料
2	底板	1	SM400B
1	胴板	1	SM400B

部品表

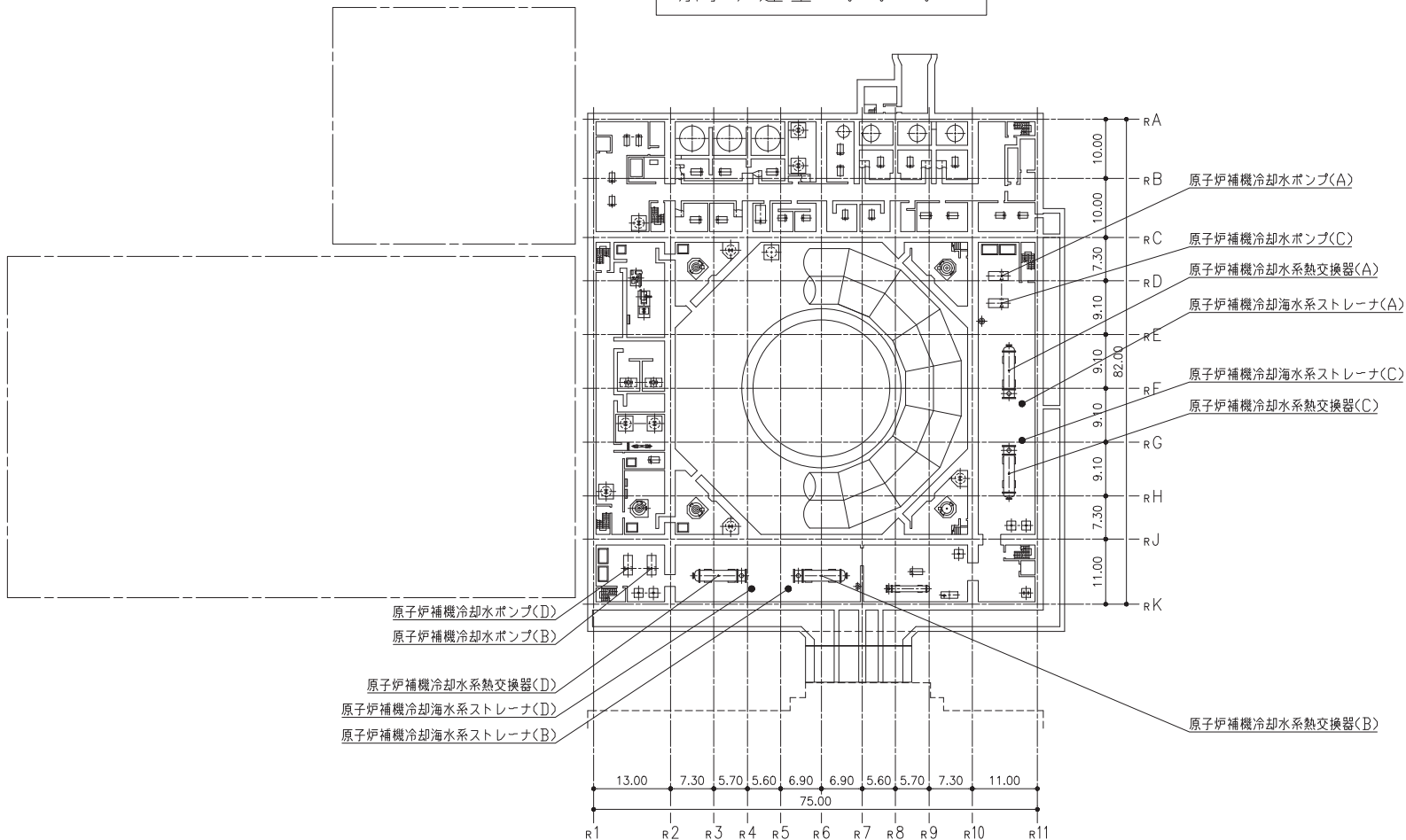
番号	名称	備考
2	原子炉補機冷却水サージタンク (B)	図-2
1	原子炉補機冷却水サージタンク (A)	図-1

タンク一覧表

注1: 特記なき寸法はmmを示す。  
 注2: 特記なき寸法は公称値を示す。  
 注3: 平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4-6-1-2-1図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水サージタンク構造図
東北電力株式会社	

原子炉建屋 O. P. -8, 10

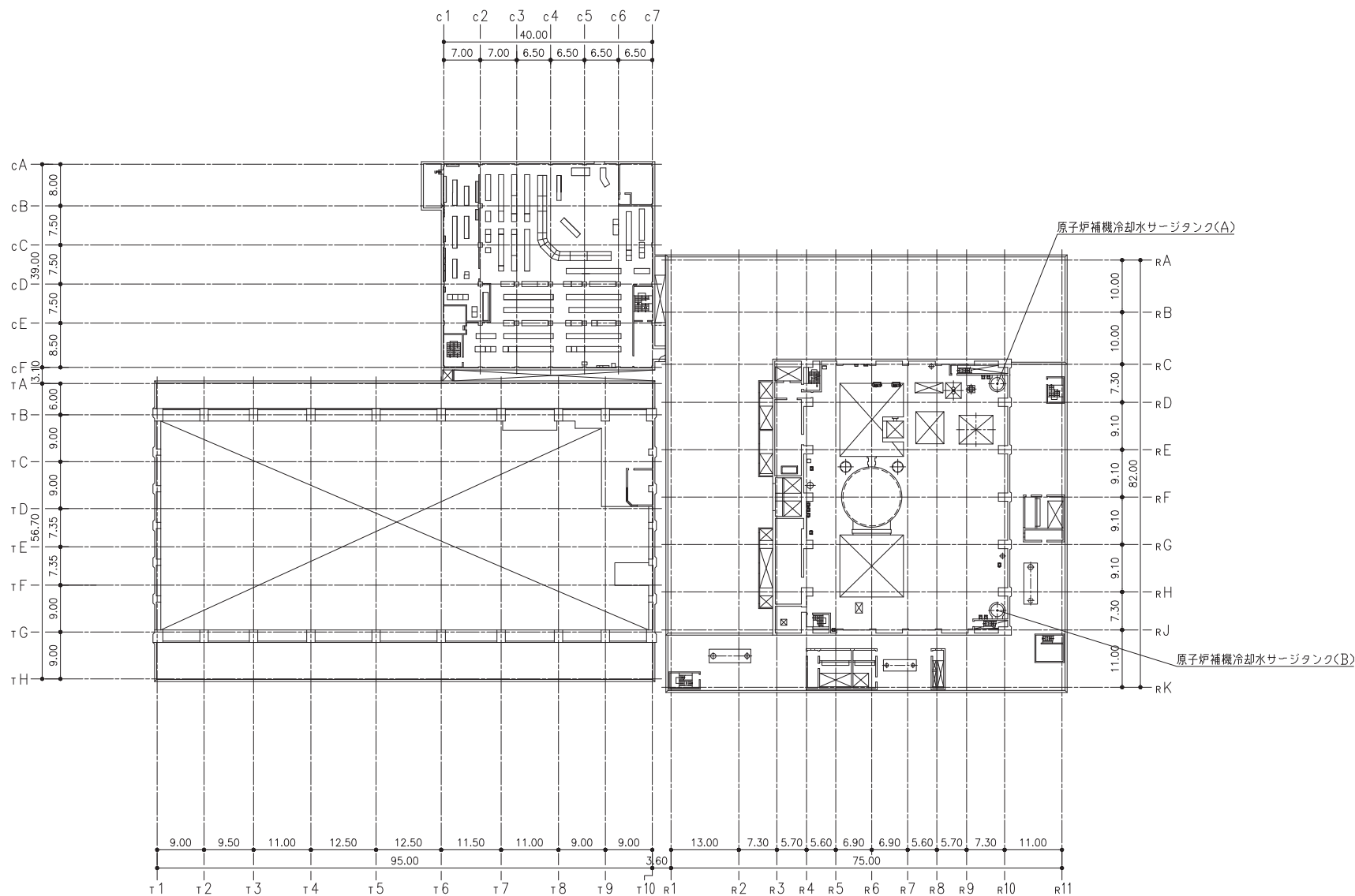


注：寸法はmを示す。

海水ポンプ室

工事計画認可申請	第4-6-1-3-1図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 機器の配置を明示した図面(その1)
東北電力株式会社	

制御建屋 O. P. 23. 50

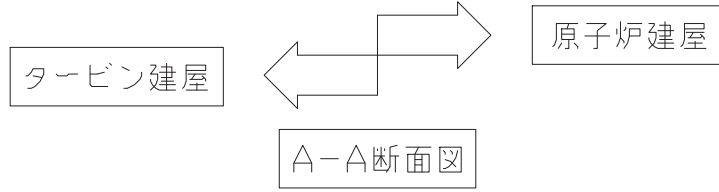
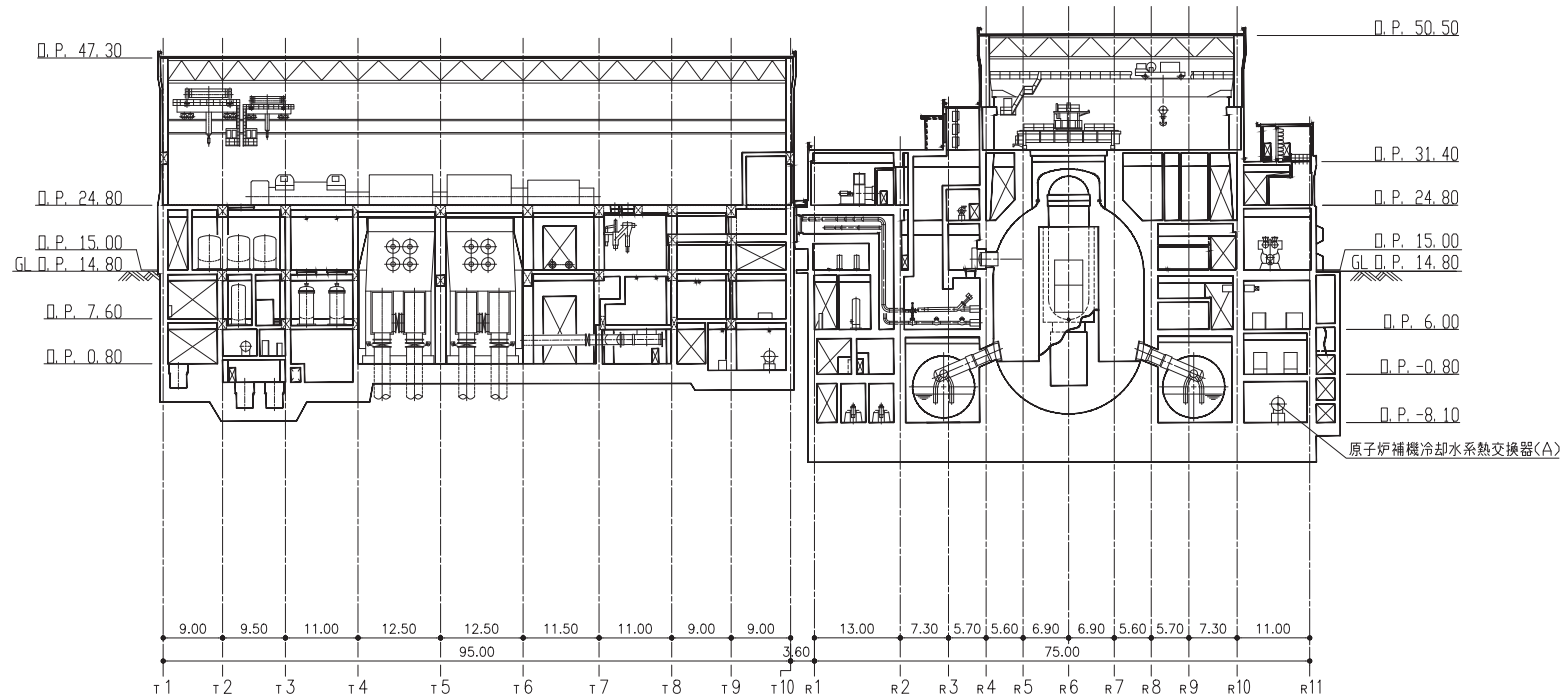
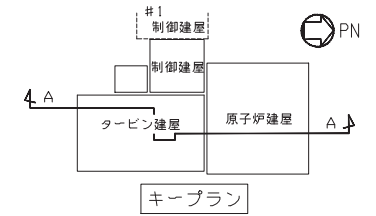


タービン建屋 O. P. 32. 80

原子炉建屋 O. P. 33. 20 (一部 31. 40)

注：寸法はmを示す。

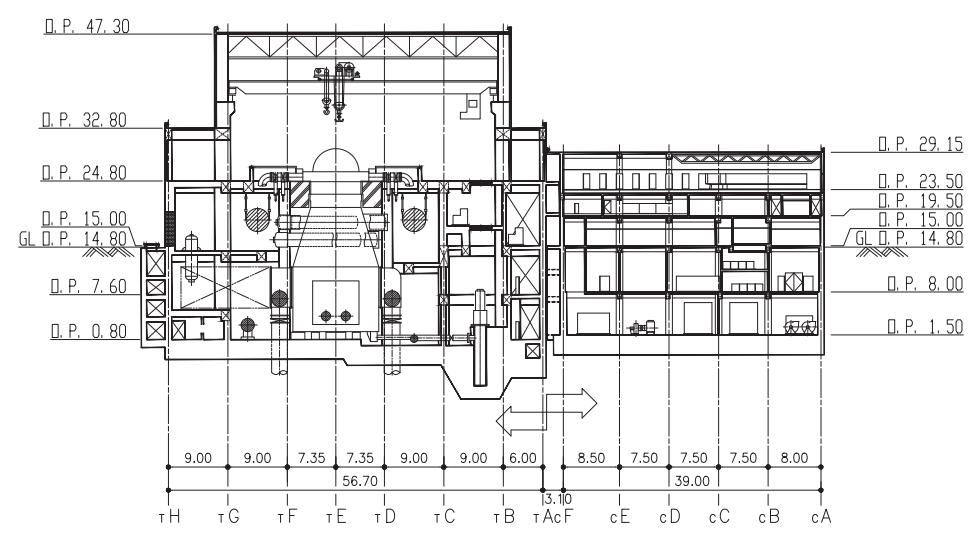
工事計画認可申請	第4-6-1-3-2図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 機器の配置を明示した図面 (その2)
東北電力株式会社	



注：寸法はmを示す。

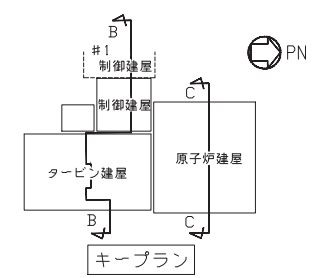
工事計画認可申請	第4-6-1-3-3図
女川原子力発電所 第2号機	
名	原子炉補機冷却水系
称	(原子炉補機冷却海水系を含む。) 機器の配置を明示した図面 (その3)
東北電力株式会社	

タービン建屋

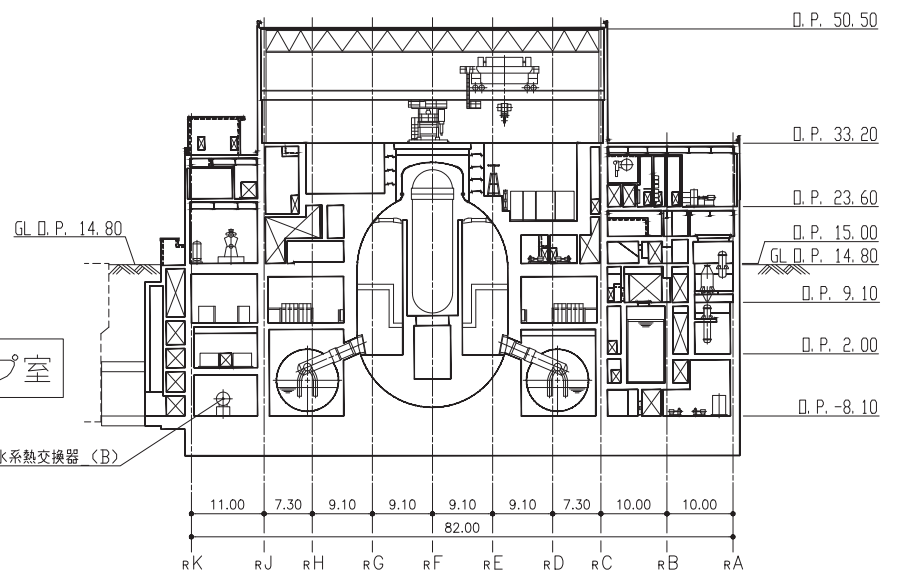


B-B断面図

制御建屋



海水ポンプ室



C-C断面図

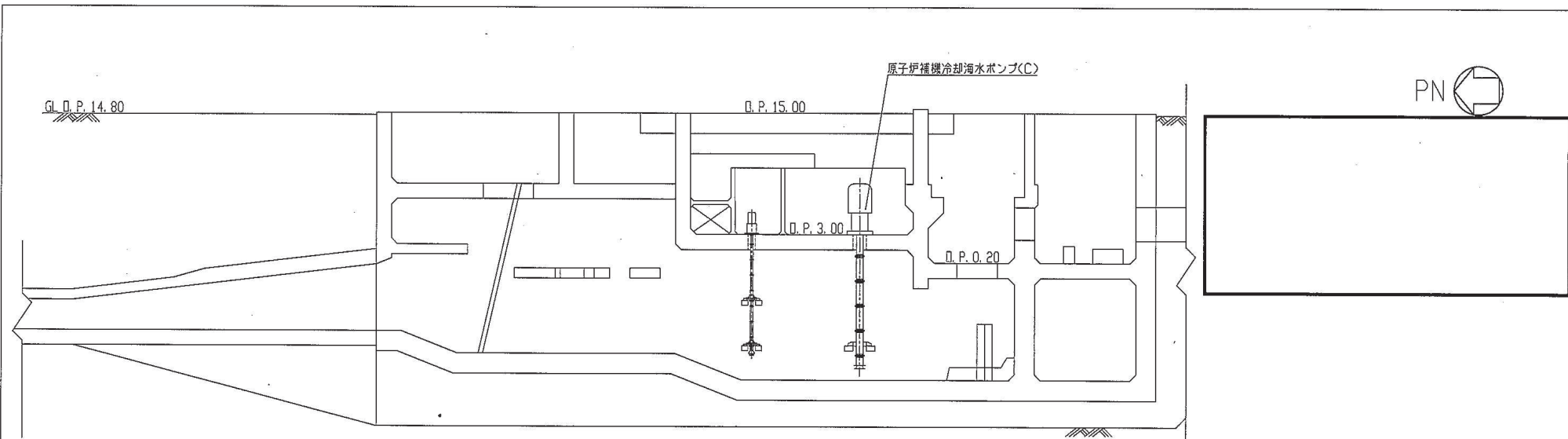
原子炉建屋

注：寸法はmを示す。

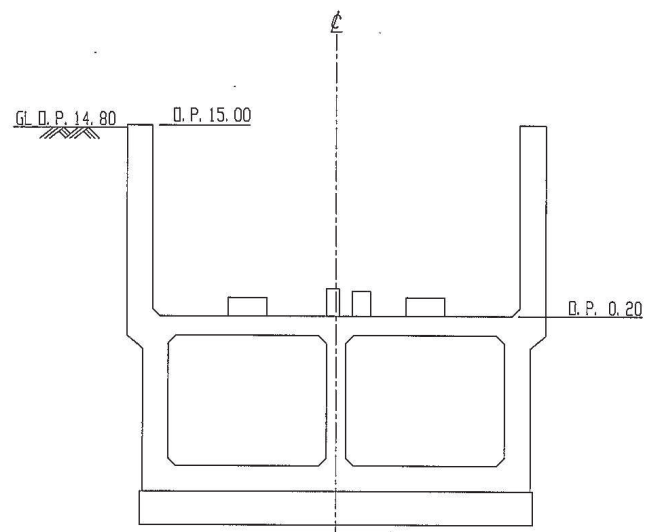
工事計画認可申請	第4-6-1-3-4図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 機器の配置を明示した図面 (その4)
東北電力株式会社	

工事計画認可申請	第4-6-1-3-5図
女川原子力発電所 第2号機	
名	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。)
称	機器の配置を明示した図面(その5)
東北電力株式会社	

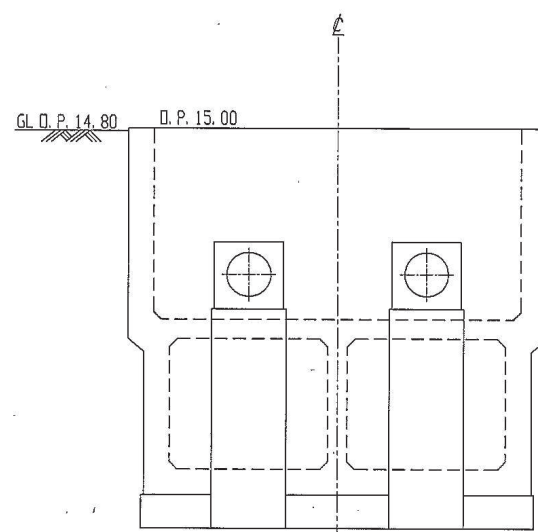
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



A-A断面図



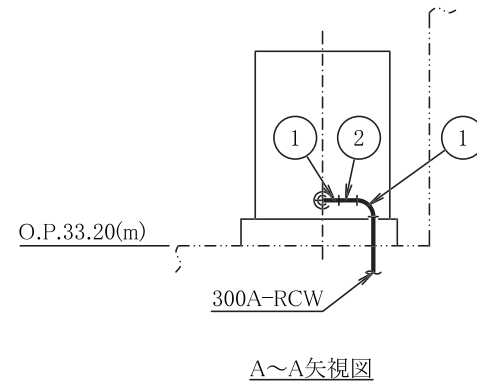
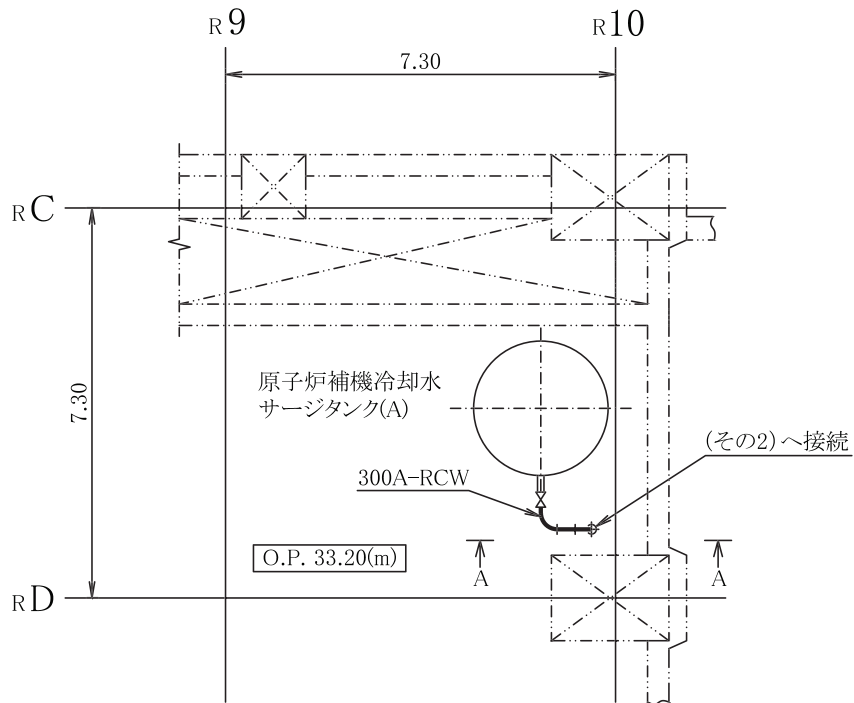
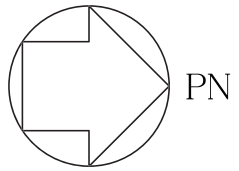
B-B断面図



C-C断面図

注：寸法はmを示す。

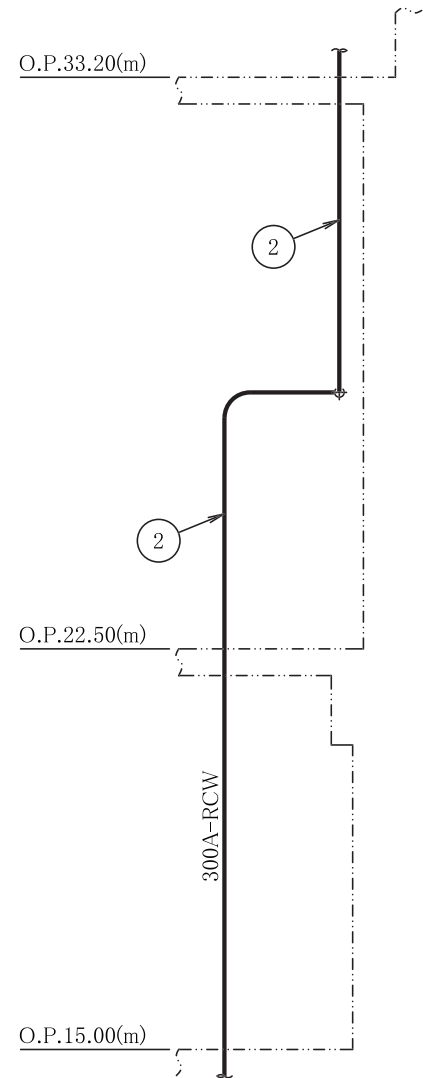
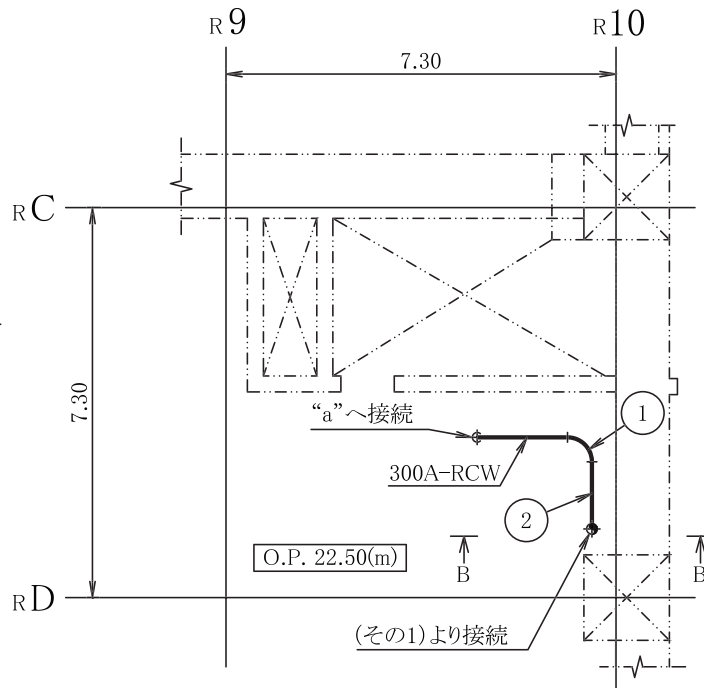
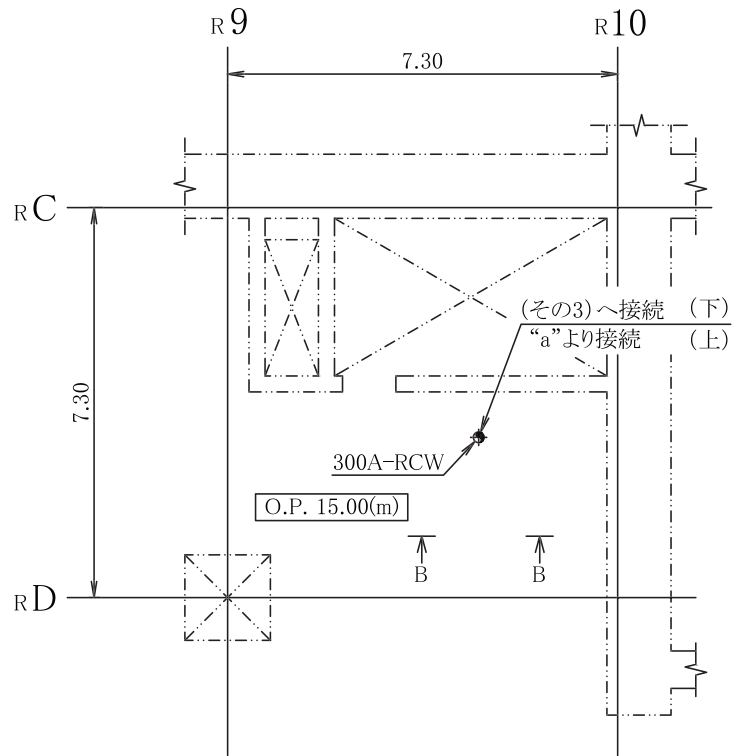
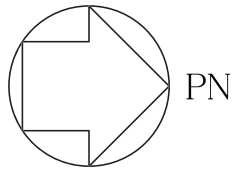
工事計画認可申請	第4-6-1-3-6図
女川原子力発電所 第2号機	
名	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。)
称	機器の配置を明示した図面(その6)
東北電力株式会社	



注: 寸法はmを示す。

工事計画認可申請		第4-6-1-4-1図
女川原子力発電所 第2号機		
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その1)	
東北電力株式会社		
RCW		0423

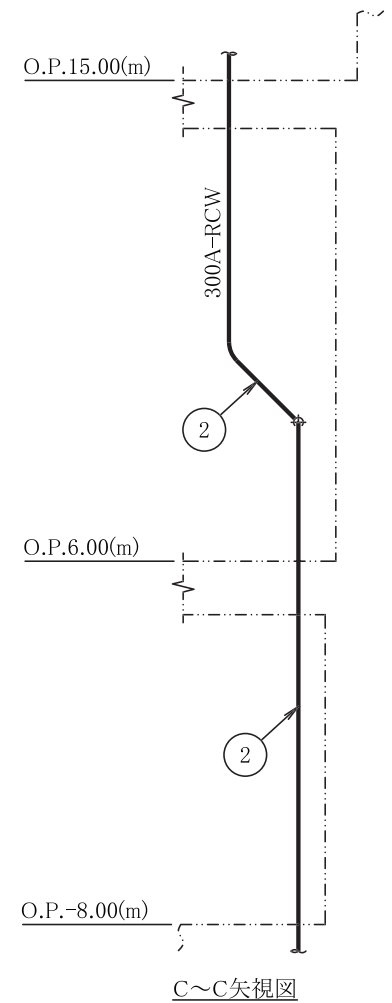
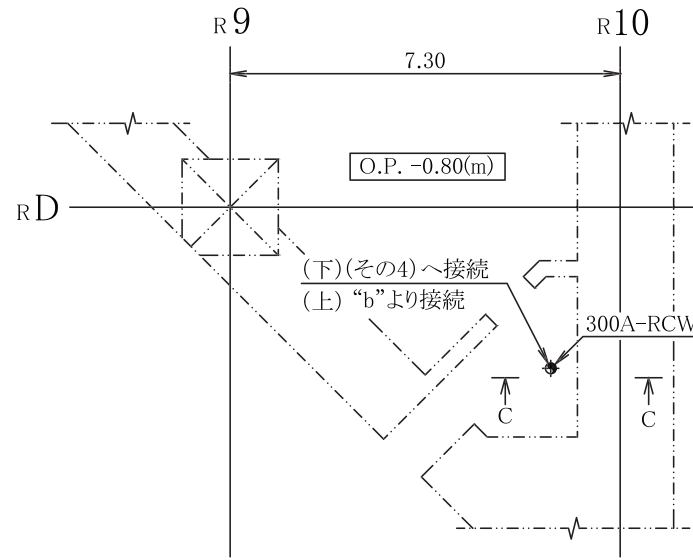
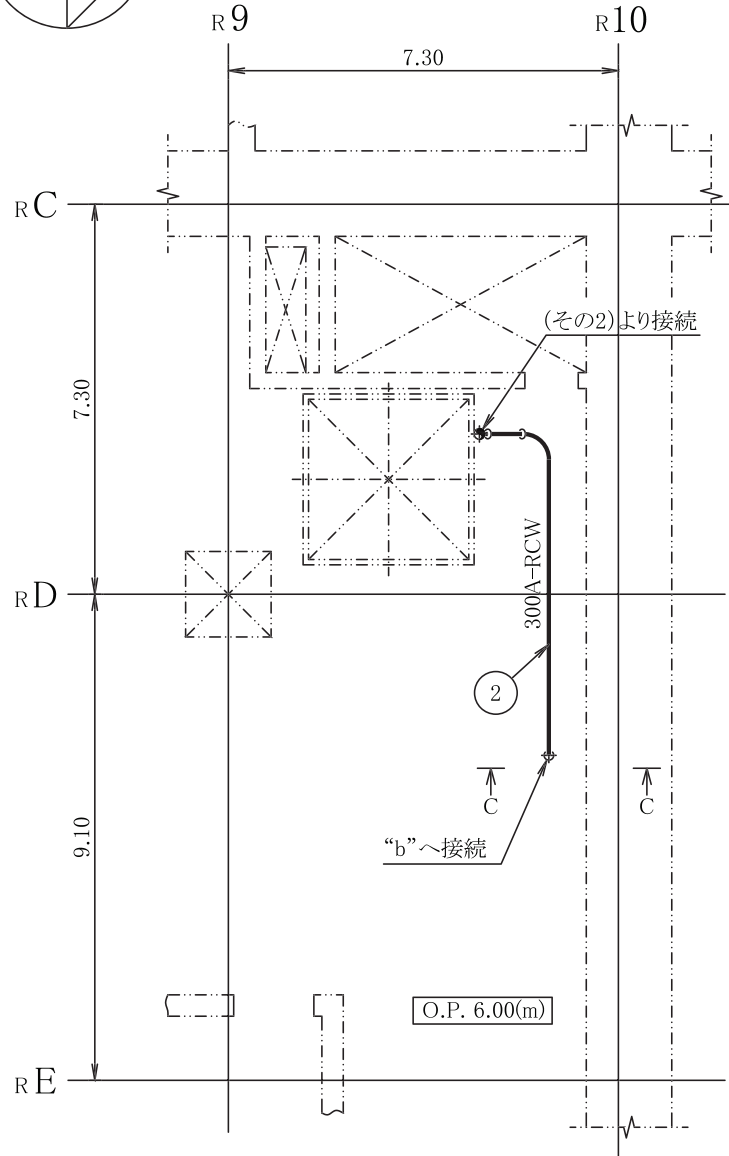
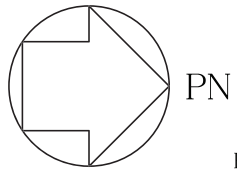




B~B矢視図

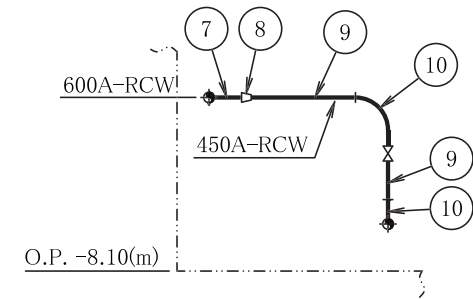
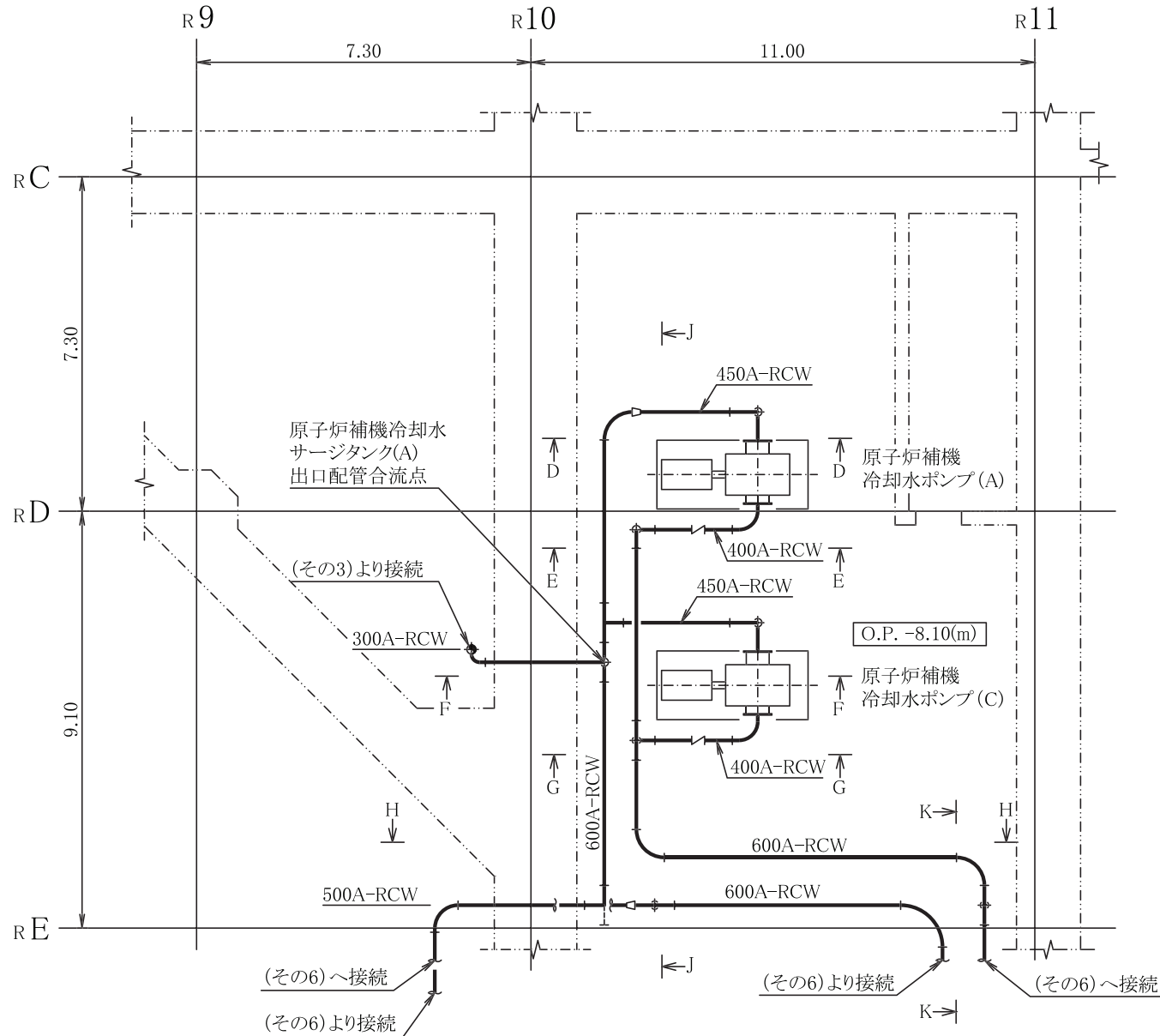
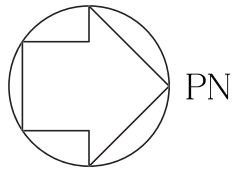
注: 寸法はmを示す。

工事計画認可申請		第4-6-1-4-2図
女川原子力発電所 第2号機		
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その2)	
東北電力株式会社		
RCW		0506

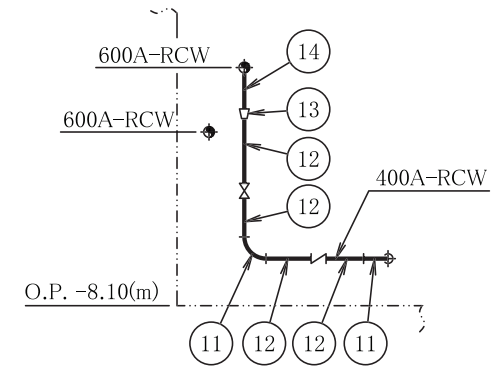


注: 寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-6-1-4-3図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その3)
東北電力株式会社	
RCW	0506



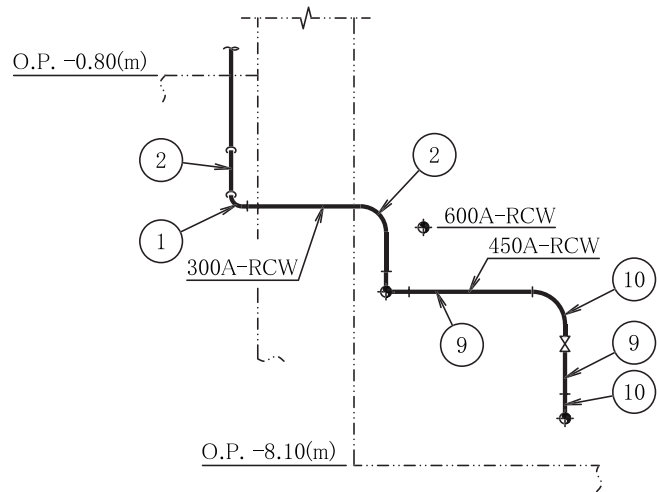
D~D矢視図



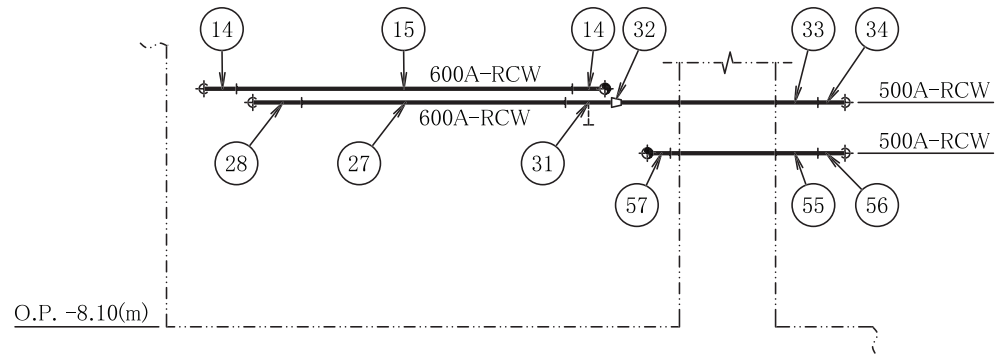
E~E矢視図

注: 寸法はmを示す。

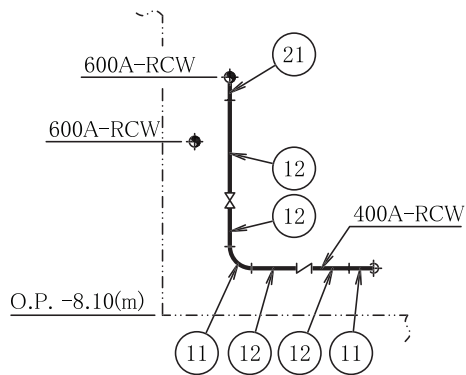
工事計画認可申請	第4-6-1-4-4図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その4)
東北電力株式会社	
RCW	0506



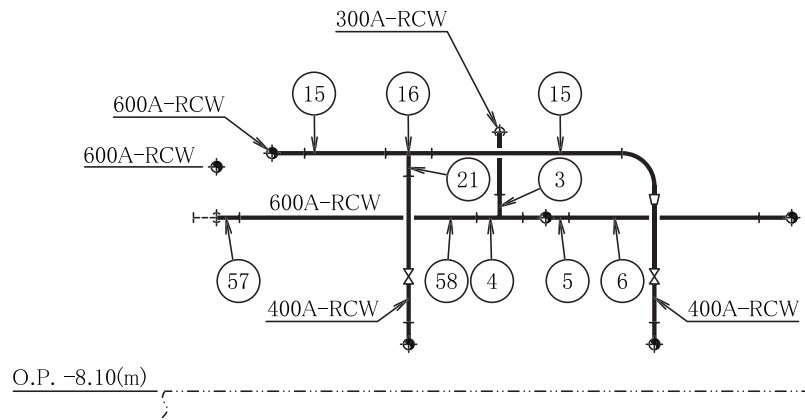
F~F矢視図



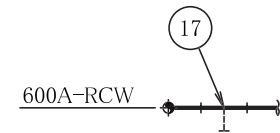
H~H矢視図



G~G矢視図



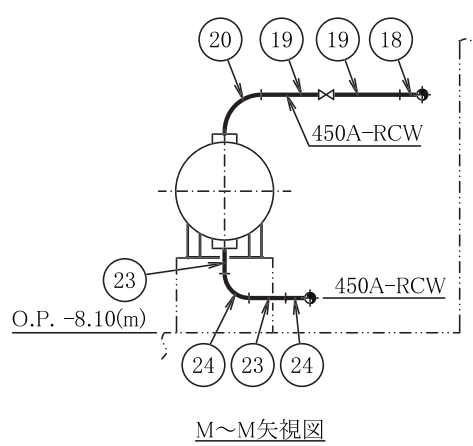
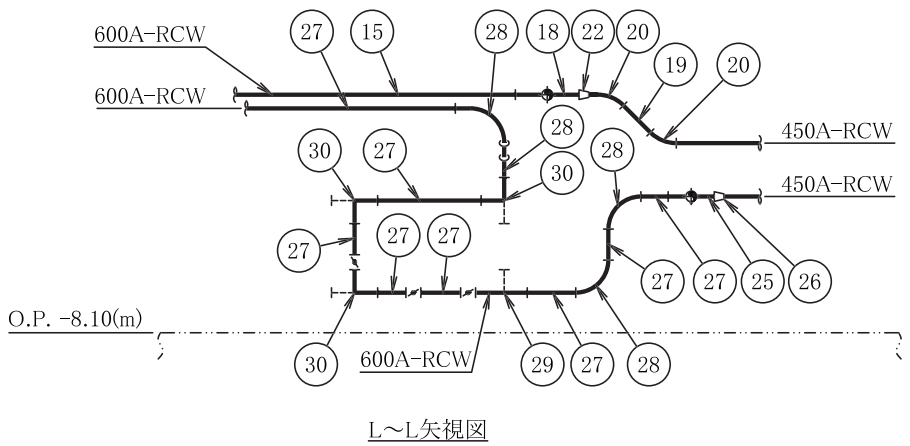
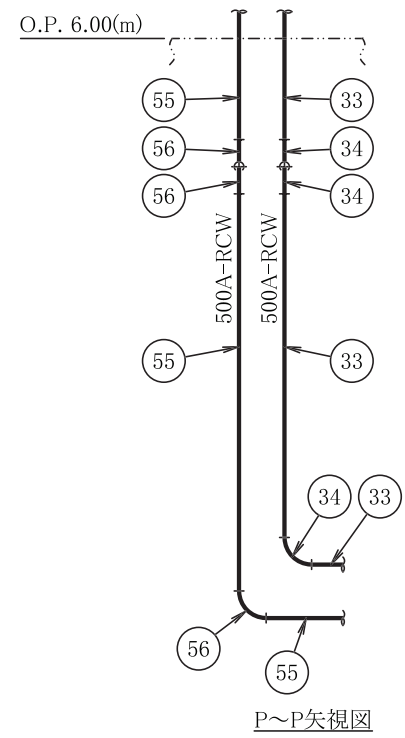
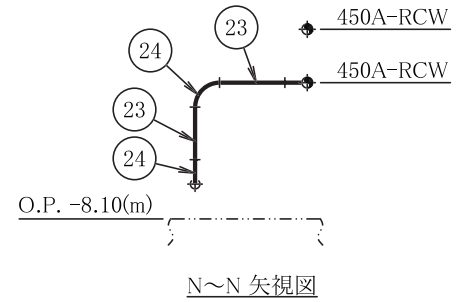
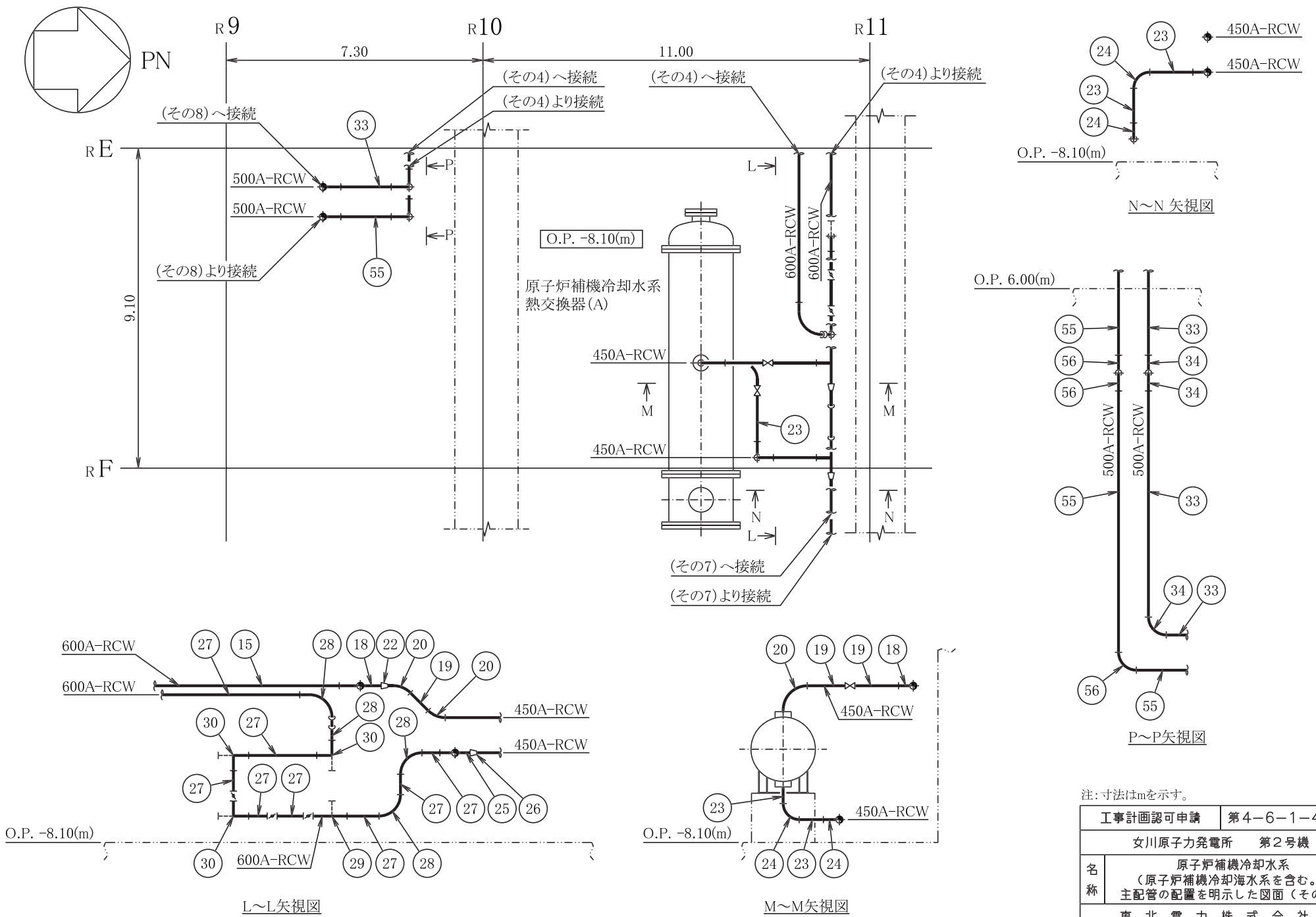
J~J矢視図



K~K矢視図

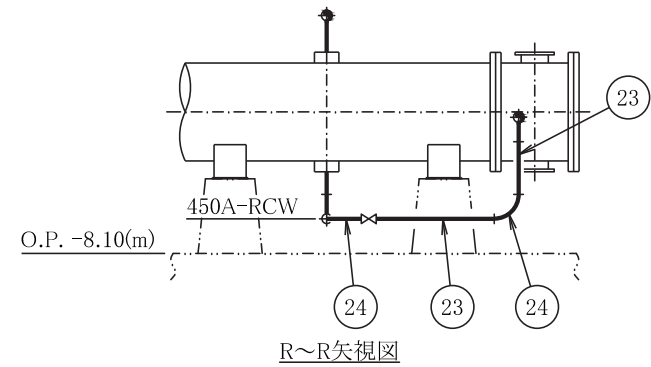
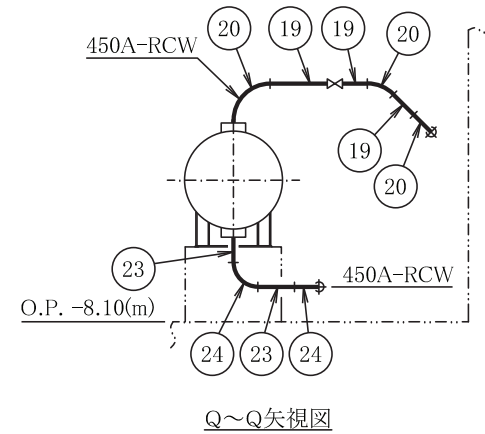
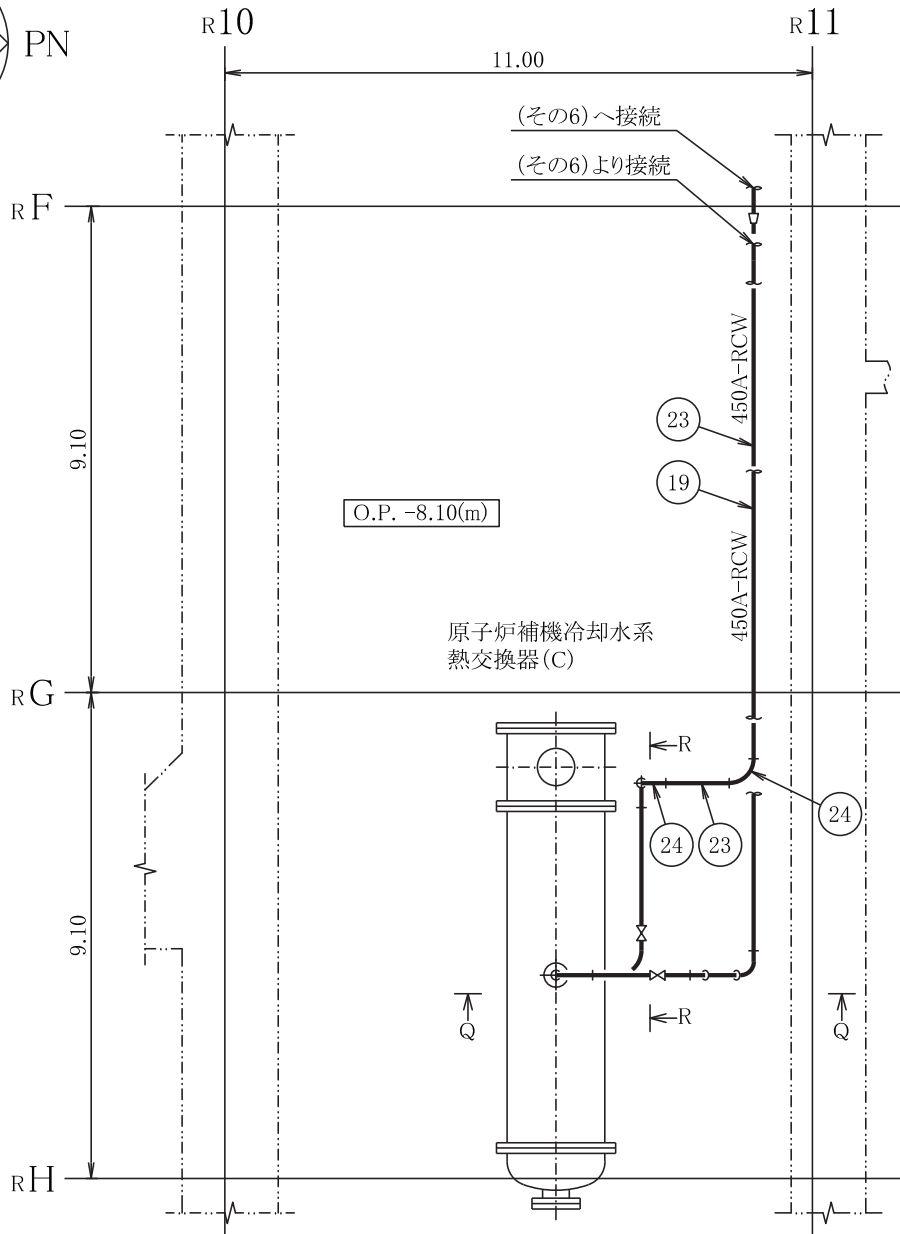
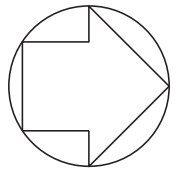
注: 寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-6-1-4-5図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その5)
東北電力株式会社	
RCW	0506



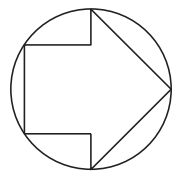
注: 寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-6-1-4-6図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その6)
東北電力株式会社	
RCW	0506



注: 寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-6-1-4-7図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) 主配管の配置を明示した図面(その7)
東北電力株式会社	
RCW	0509



PN

5.70 7.30 R8 R9 R10

(その9)へ接続

RE

9.10

RF

9.10

RG

残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点

原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(C)出口配管分岐点2

400A-RCW

400A-RCW

(その9)より接続

残留熱除去系熱交換器(A)出口配管分岐点

原子炉補機冷却水(A),(C)ポンプ入口配管合流点2

O.P. 6.00(m)

77

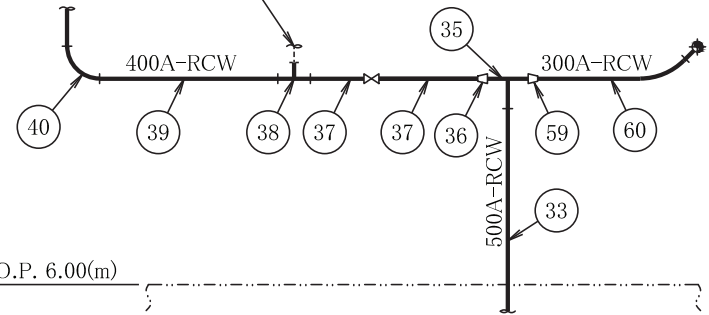
63

O.P. 6.00(m)

(その12)へ接続

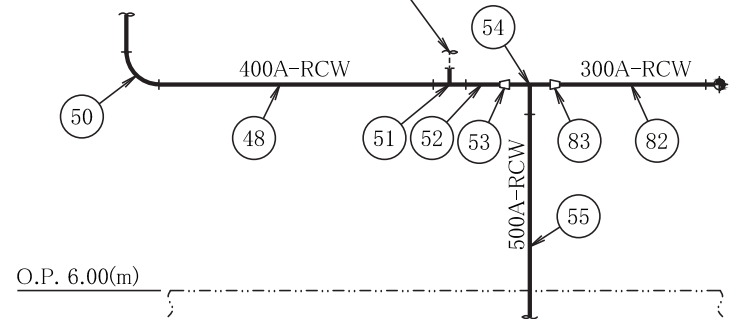
(その12)より接続

原子炉補機代替冷却水系へ

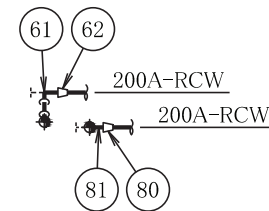


S~S矢視図

原子炉補機代替冷却水系へ



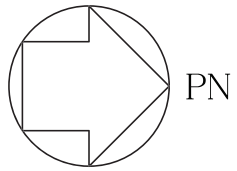
T~T矢視図



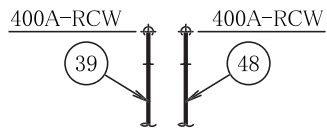
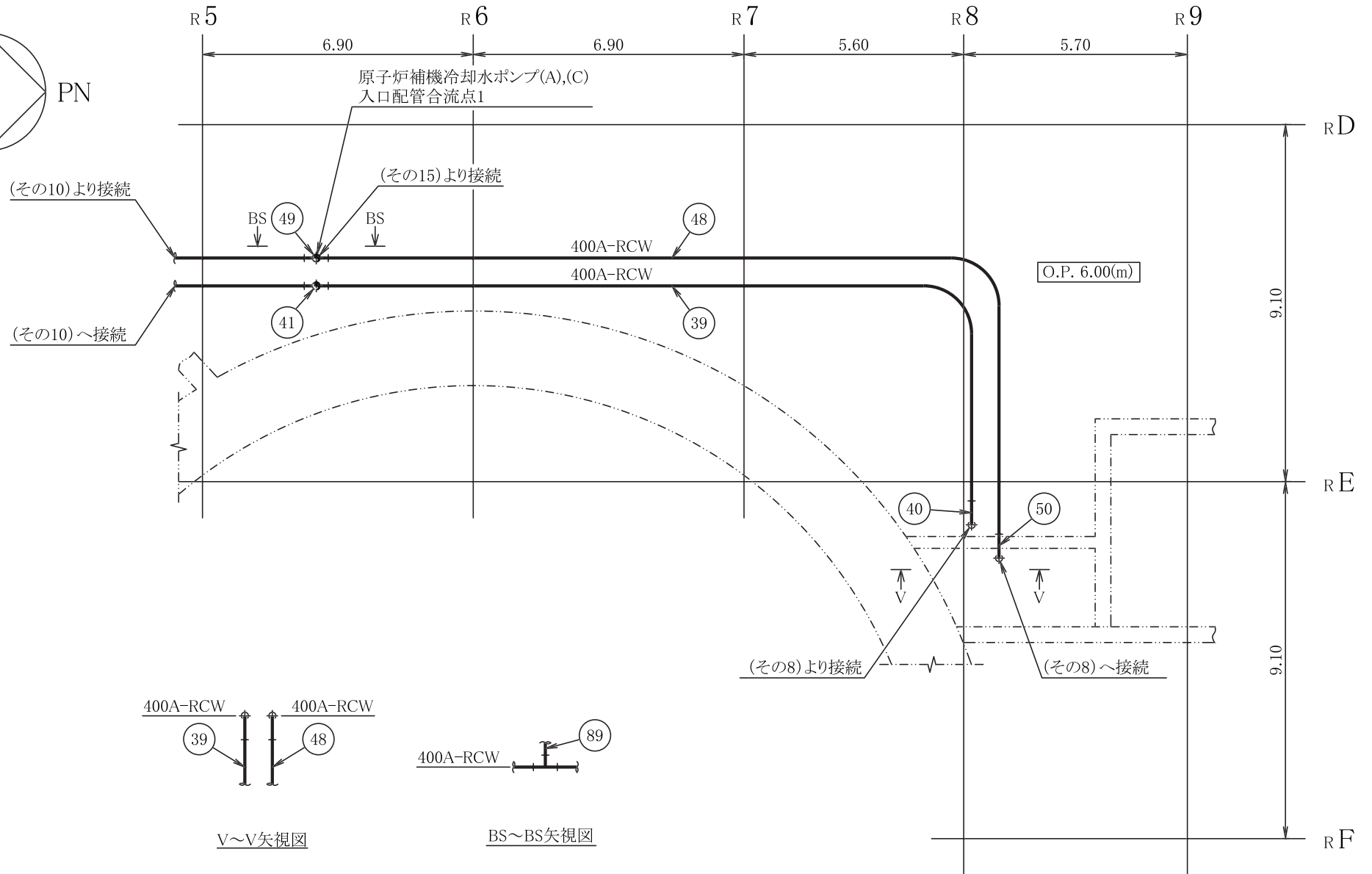
U~U矢視図

注: 寸法はmを示す。

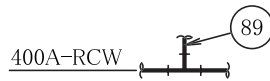
工事計画認可申請	第4-6-1-4-8図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その8)
東北電力株式会社	
RCW	0509



PN



V~V矢视图

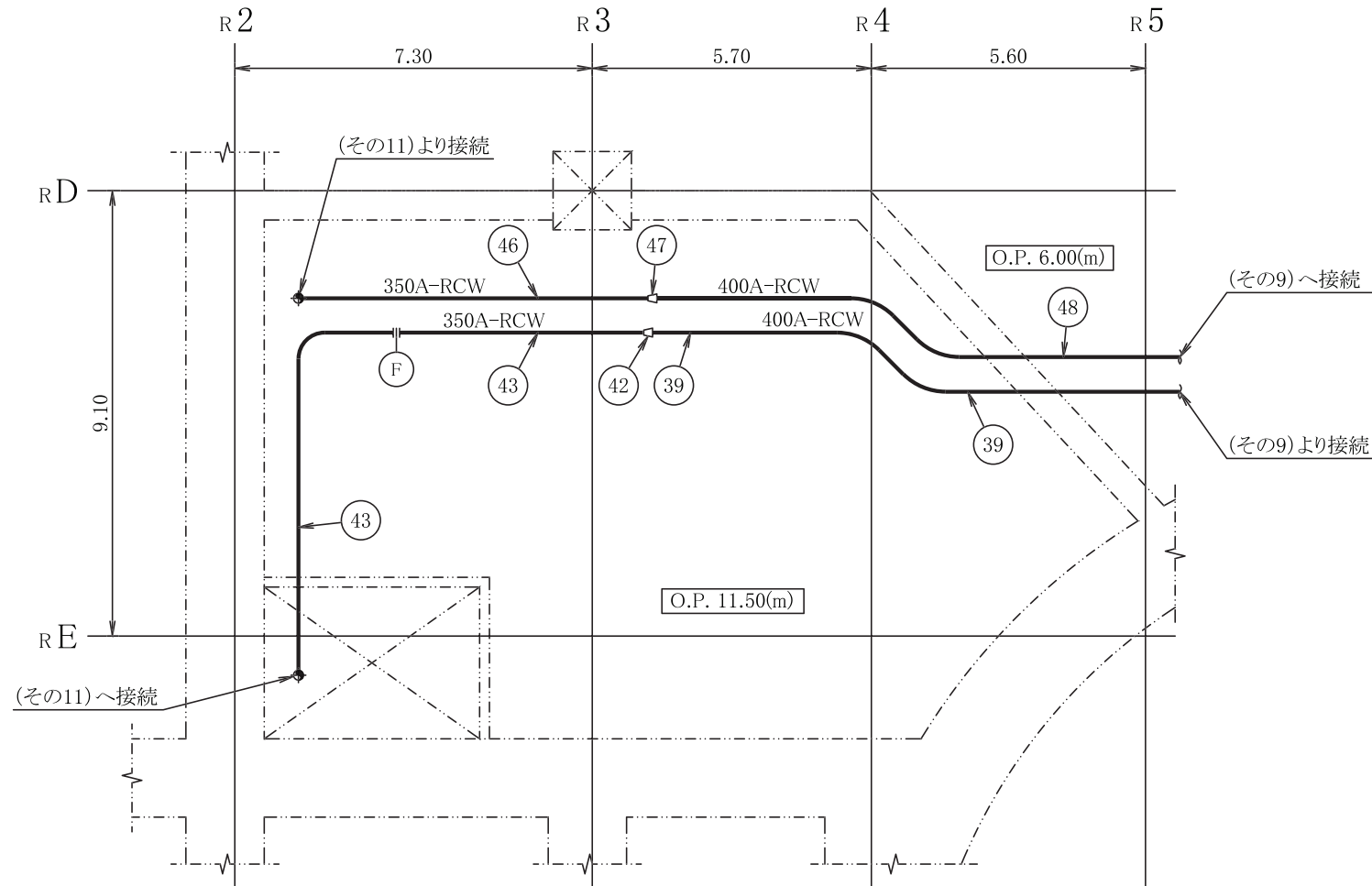
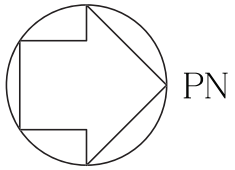


BS~BS矢视图

注: 寸法はmを示す。

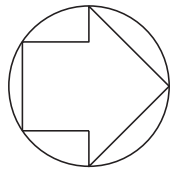
工事計画認可申請	第4-6-1-4-9図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その9)
東北電力株式会社	
RCW	0508





注: 寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-6-1-4-10図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その10)
東北電力株式会社	
RCW	0504



PN

R2

R3

7.30

R D

9.10

R E

9.10

R F

←W  
(その10)へ接続

350A-RCW

350A-RCW

350A-RCW

残留熱除去系熱交換器(A)

O.P. 15.00(m)

↑Y

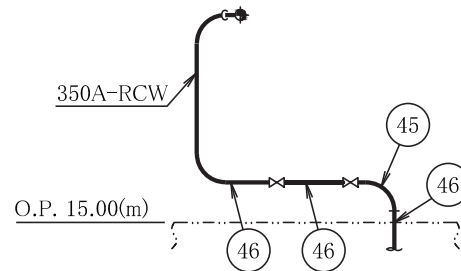
←W

↑Y

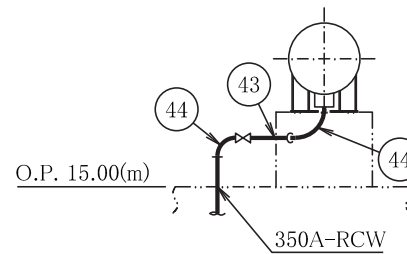
↑X

↑X

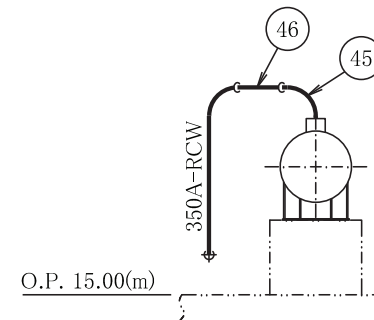
(その10)より接続



W~W矢視図



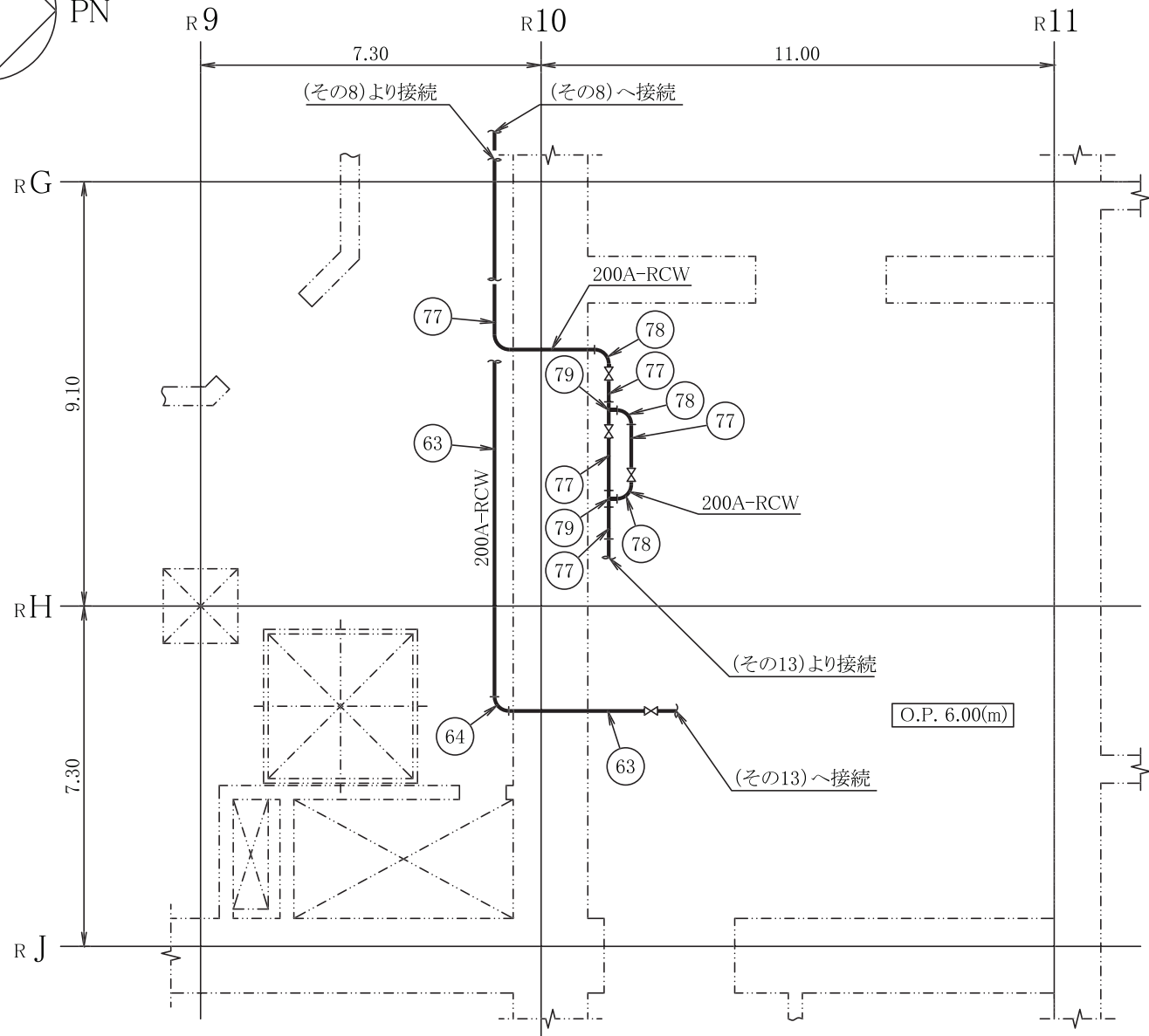
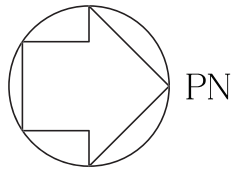
X~X矢視図



Y~Y矢視図

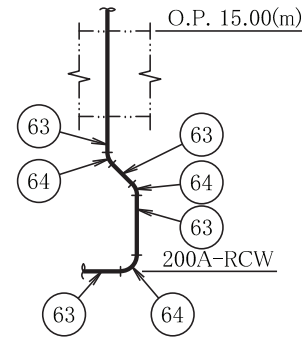
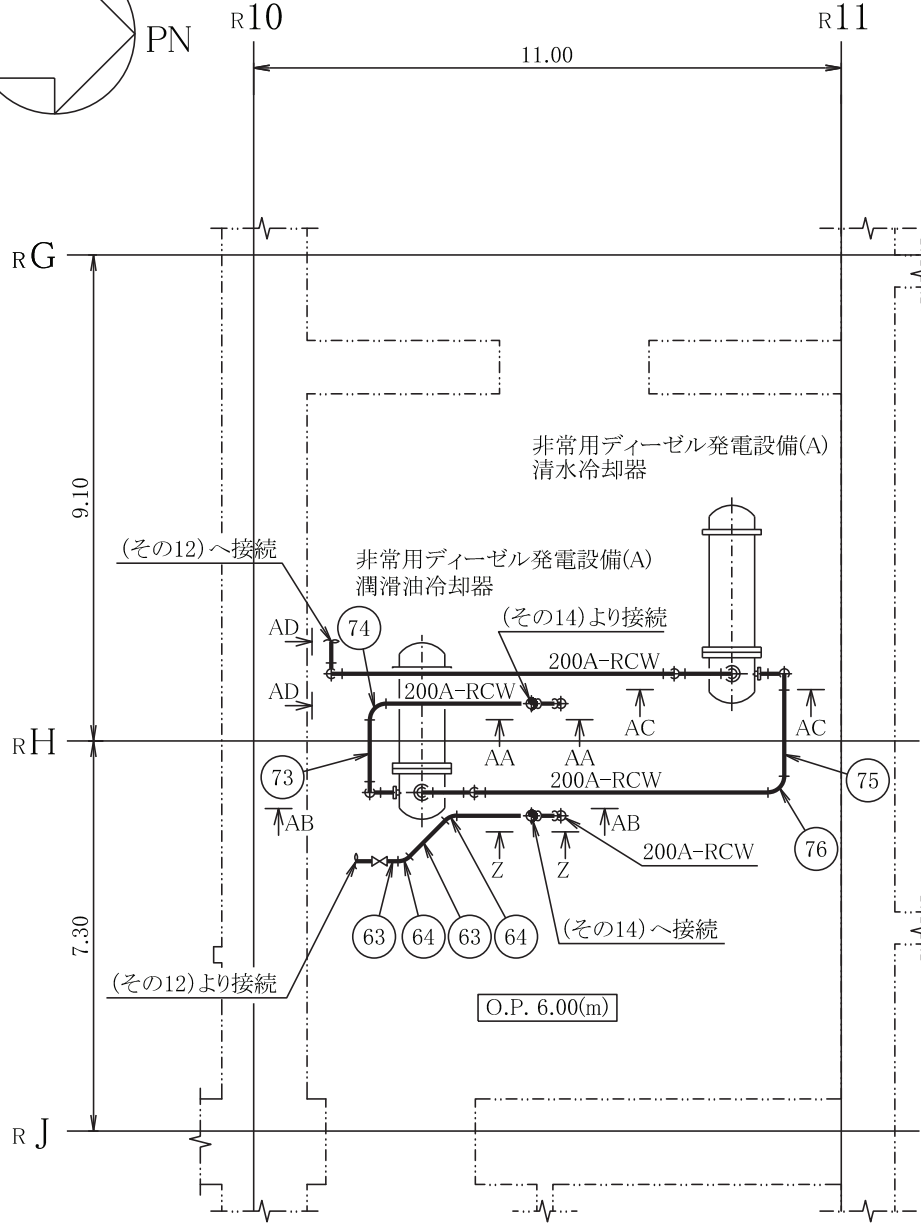
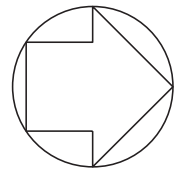
注: 寸法はmを示す。

工事計画認可申請		第4-6-1-4-11図
女川原子力発電所 第2号機		
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その11)	
東北電力株式会社		
RCW		0509

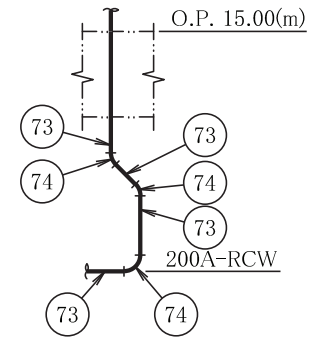


注: 寸法はmを示す。

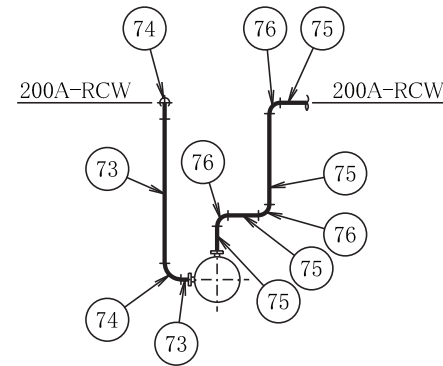
工事計画認可申請	第4-6-1-4-12図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その12)
東北電力株式会社	
RCW	0504



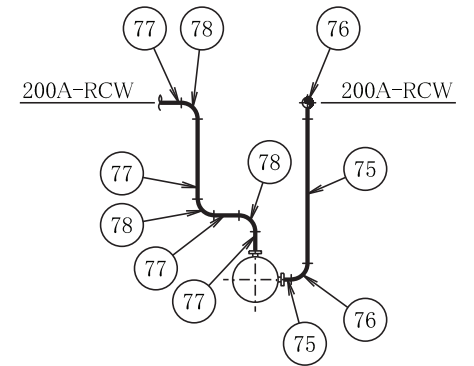
Z~Z矢視図



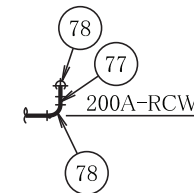
AA~AA矢視図



AB~AB矢視図



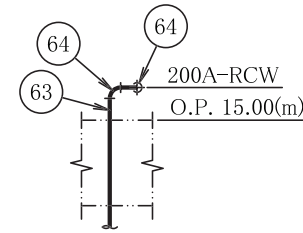
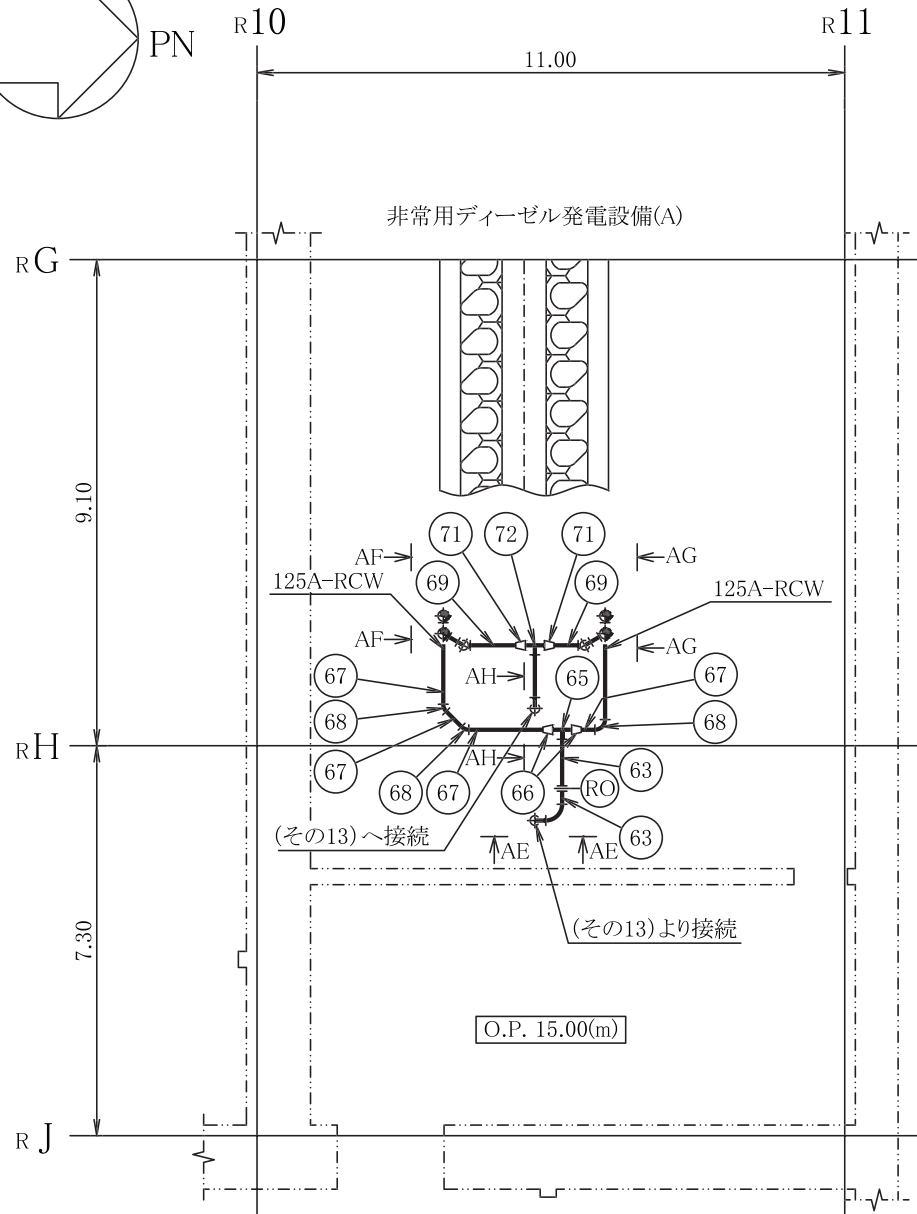
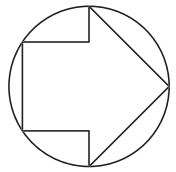
AC~AC矢視図



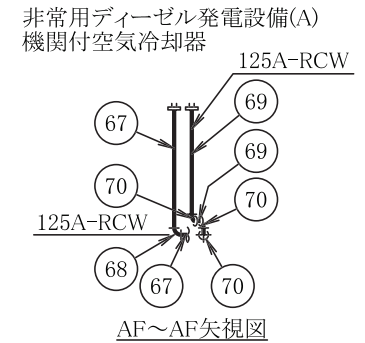
AD~AD矢視図

注: 寸法はmを示す。

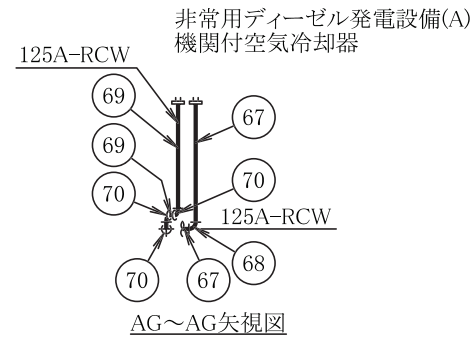
工事計画認可申請	第4-6-1-4-13図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その13)
東北電力株式会社	
RCW	0509



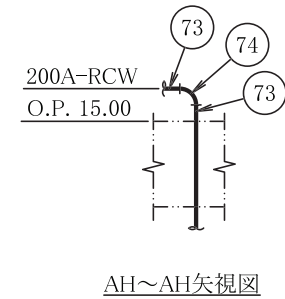
AE~AE矢視図



AF~AF矢視図



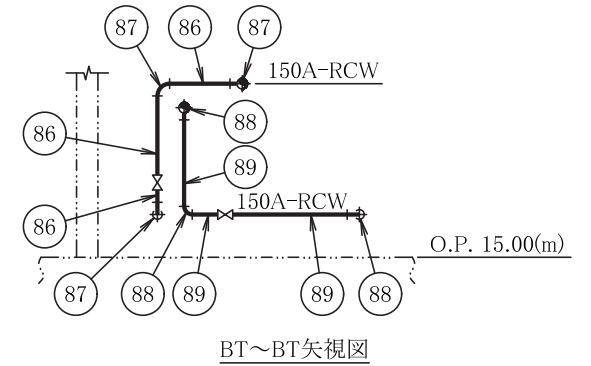
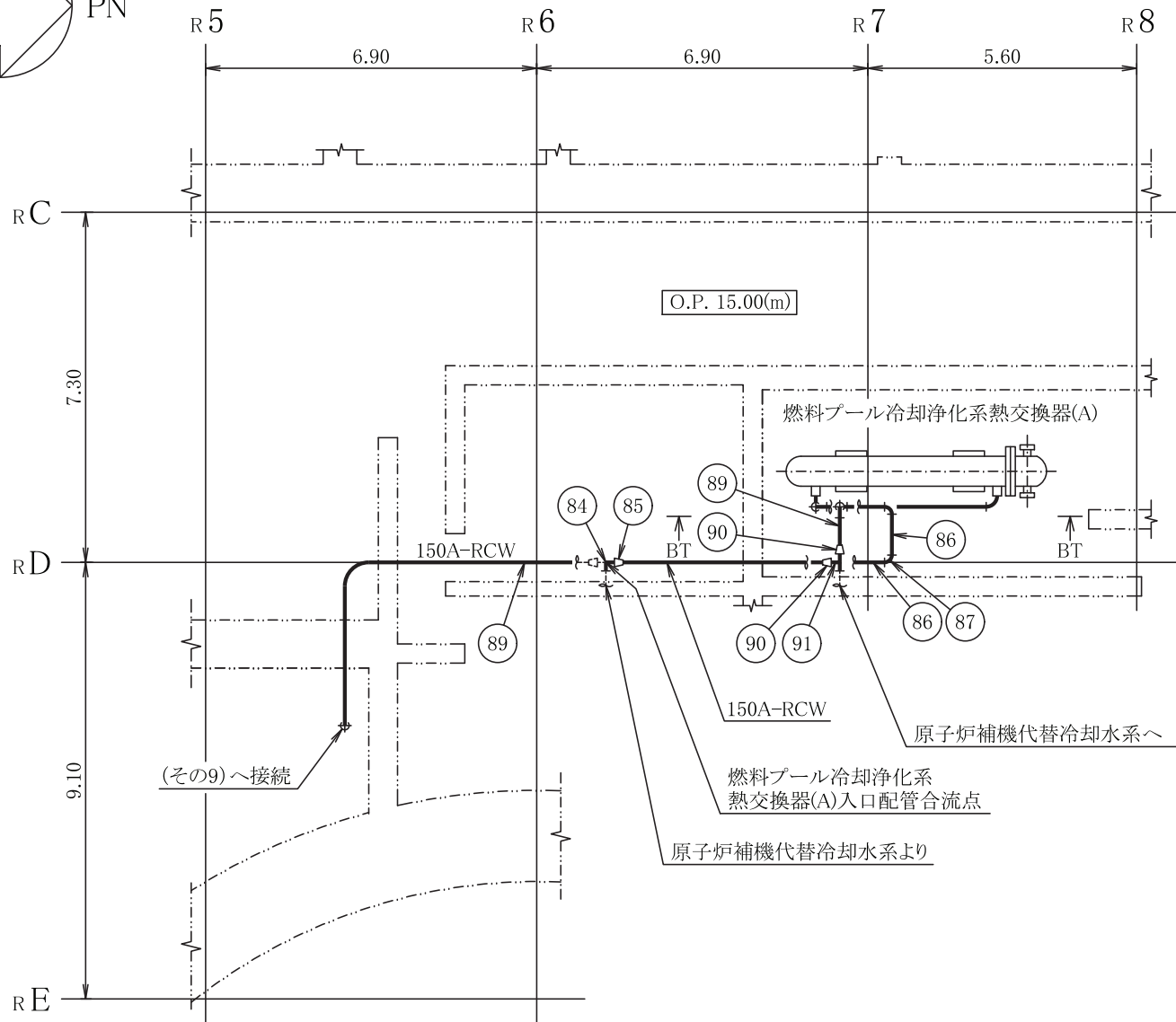
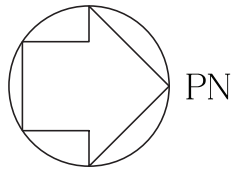
AG~AG矢視図



AH~AH矢視図

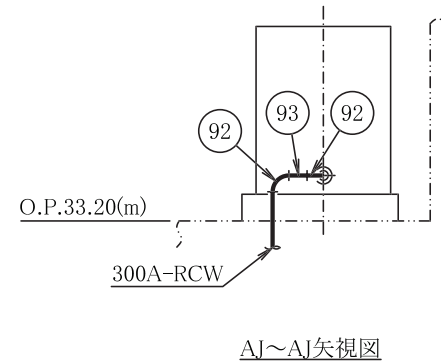
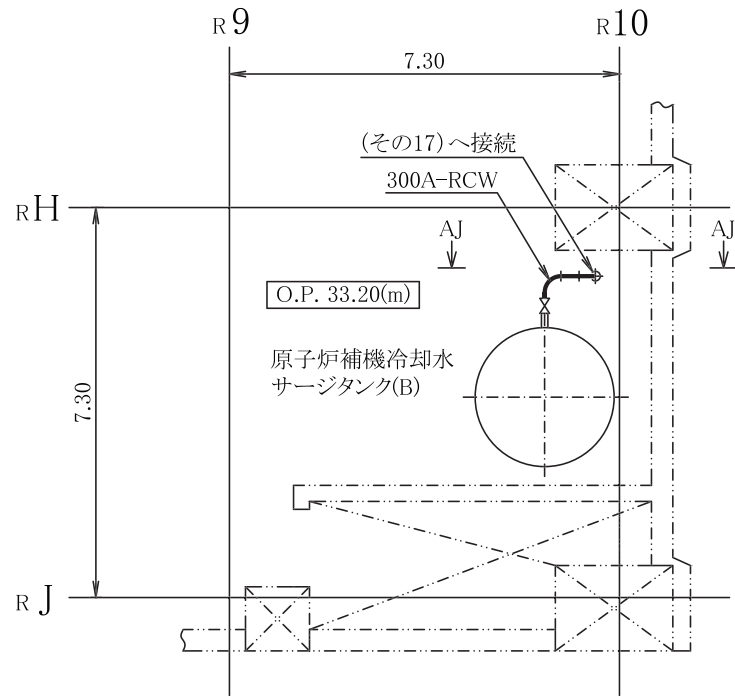
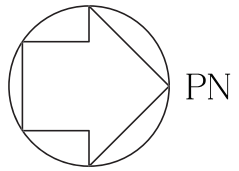
注: 寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-6-1-4-14図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その14)
東北電力株式会社	
RCW	0504



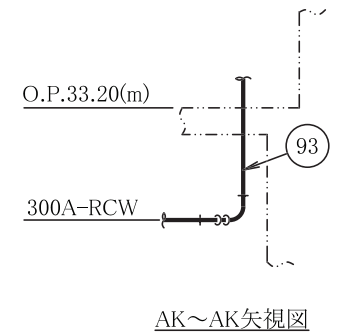
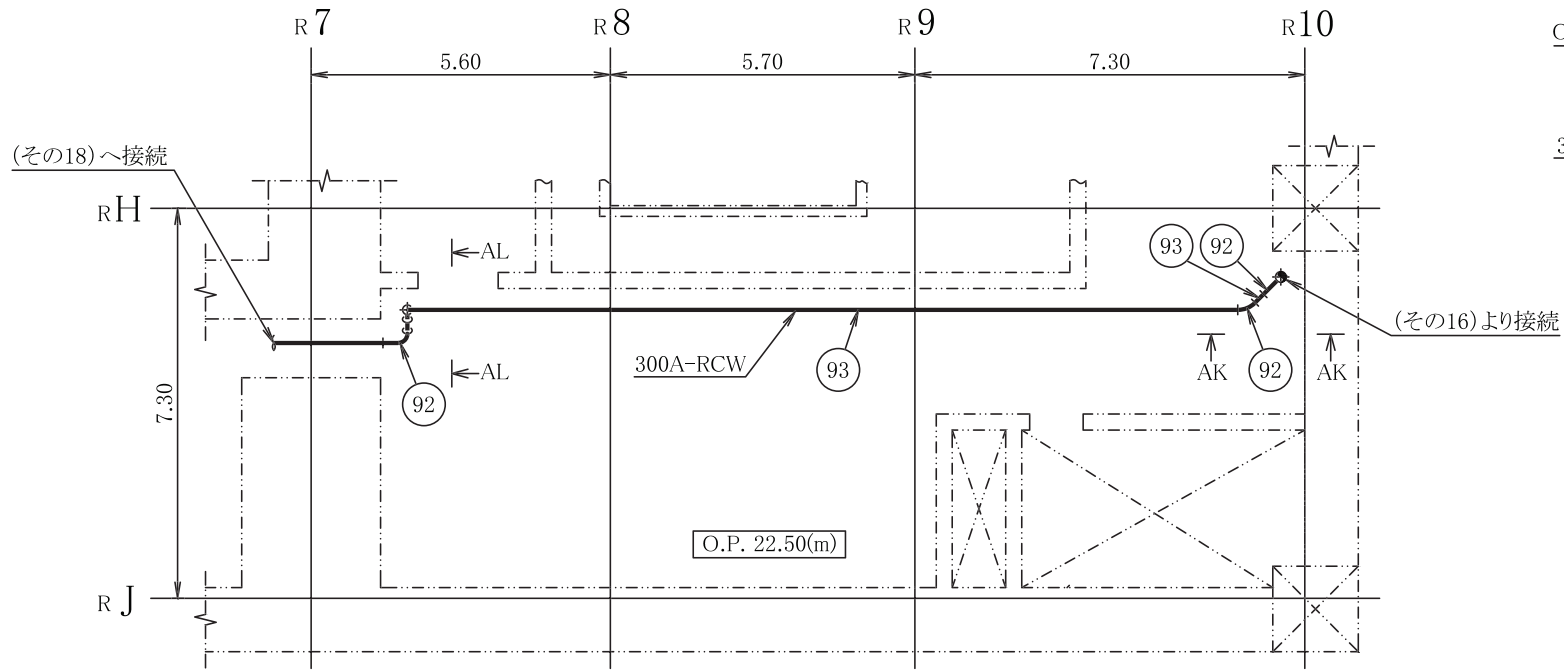
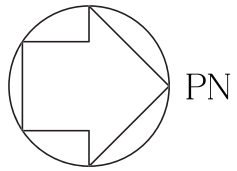
注: 寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-6-1-4-15図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その15)
東北電力株式会社	
RCW	0509

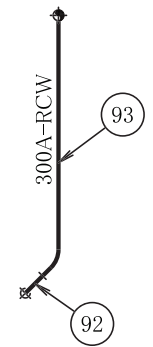


注: 寸法はmを示す。

工事計画認可申請		第4-6-1-4-16図	
女川原子力発電所 第2号機			
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。)		
	主配管の配置を明示した図面(その16)		
東北電力株式会社			
RCW			0508



AK~AK矢視図

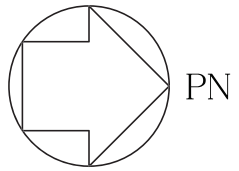


AL~AL矢視図

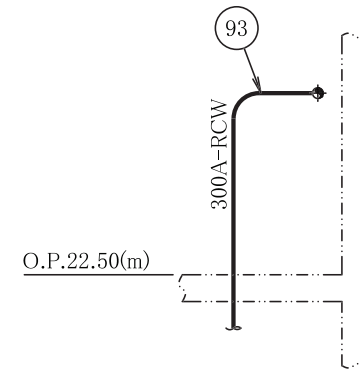
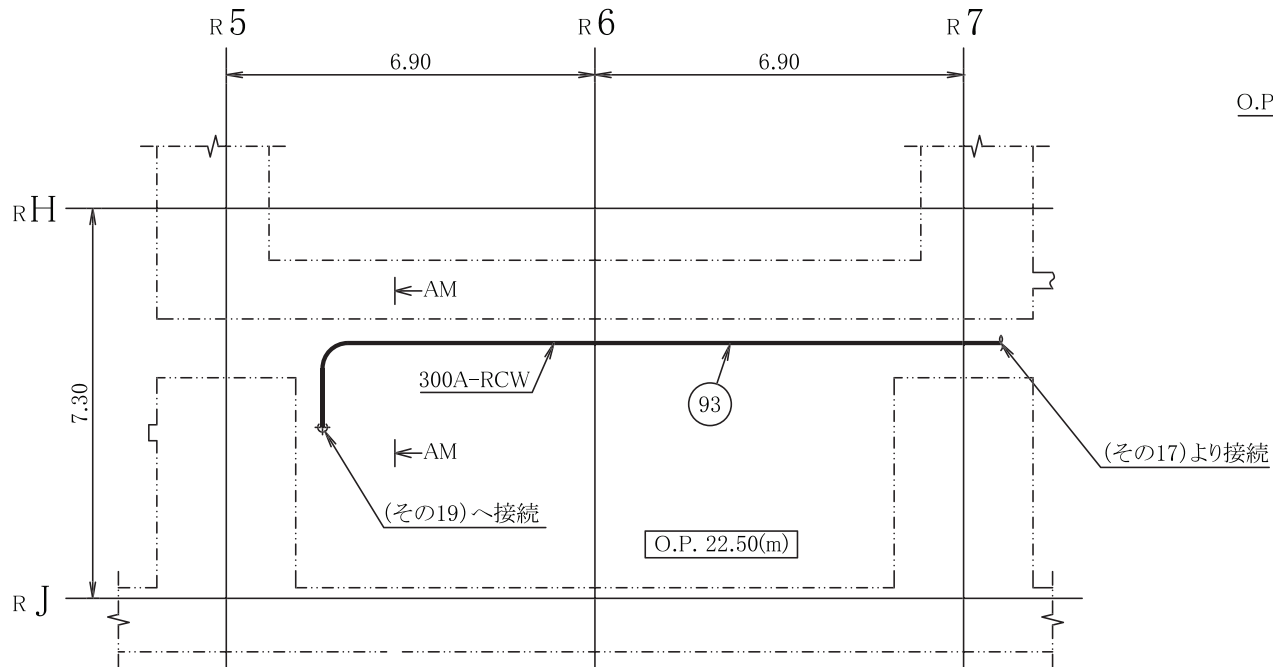
注: 寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-6-1-4-17図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その17)
東北電力株式会社	
RCW	0508





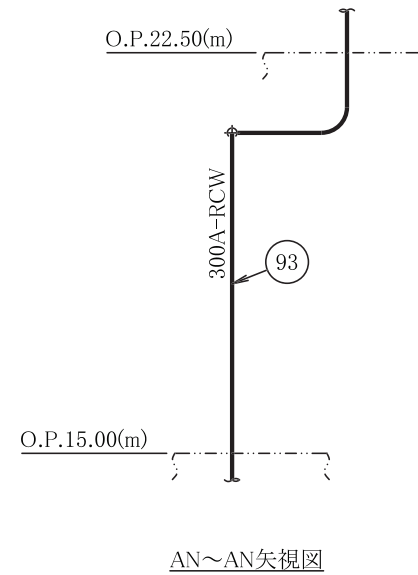
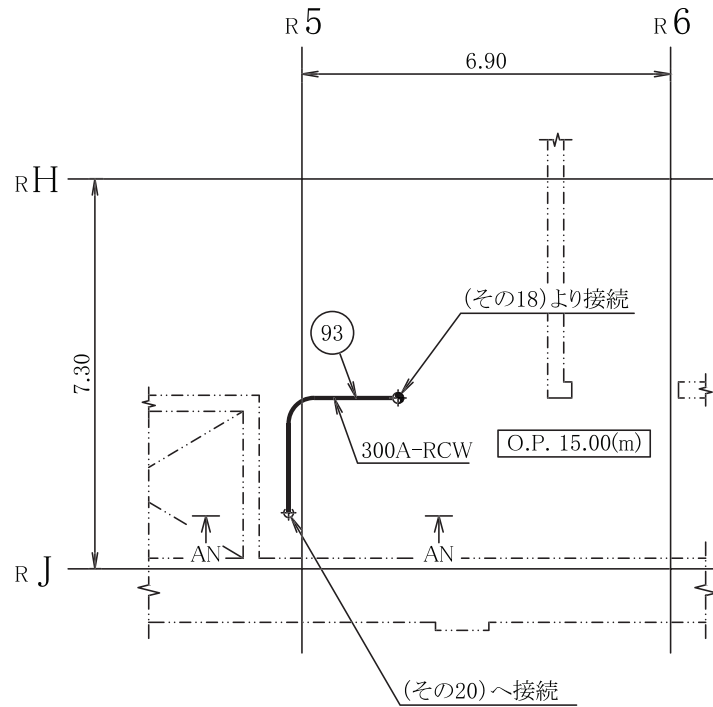
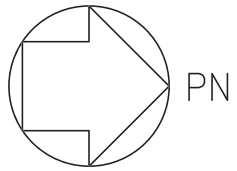
PN



AM~AM矢視図

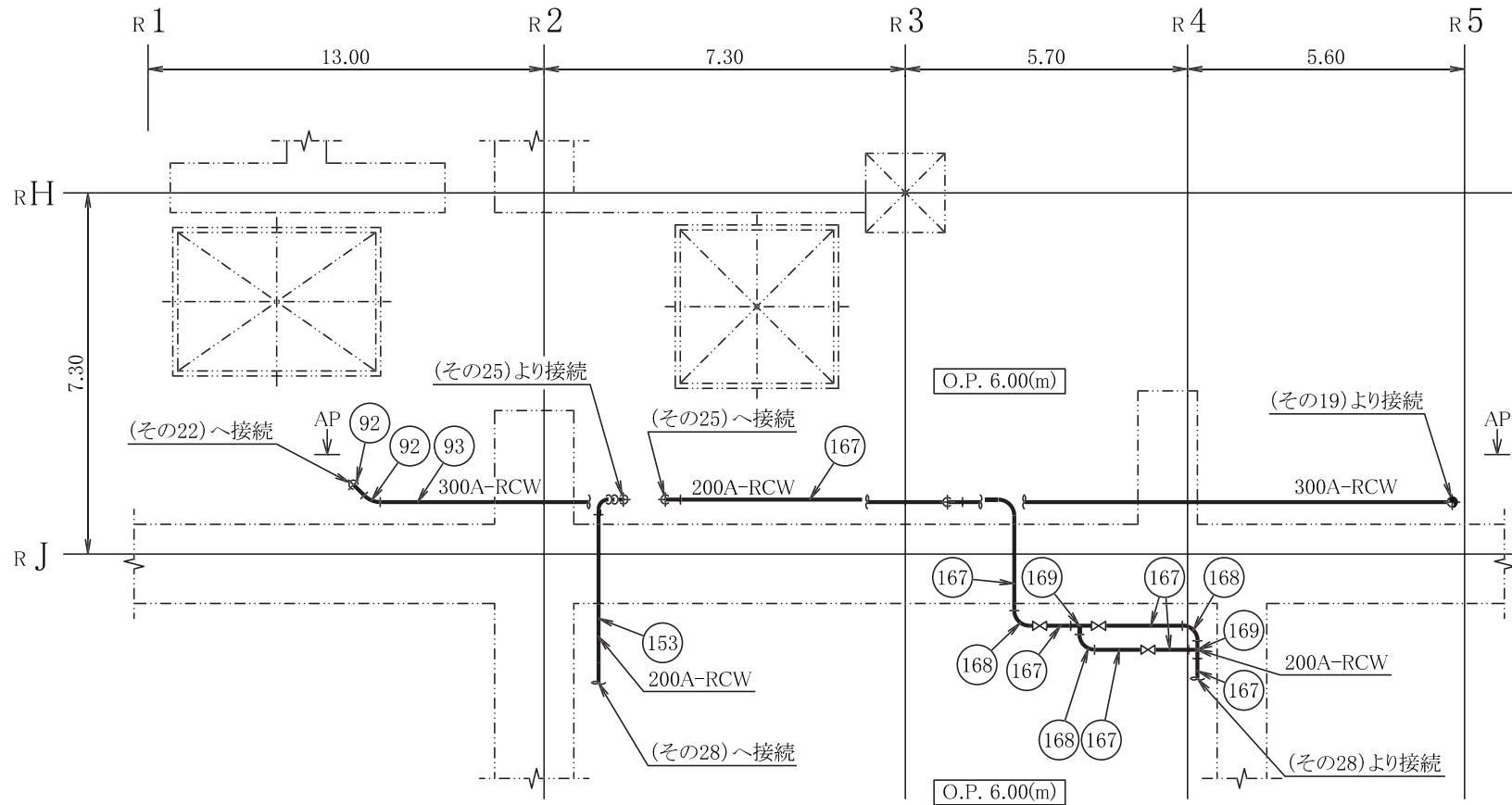
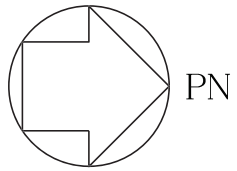
注: 寸法はmを示す。

工事計画認可申請		第4-6-1-4-18図
女川原子力発電所 第2号機		
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その18)	
東北電力株式会社		
RCW		0508



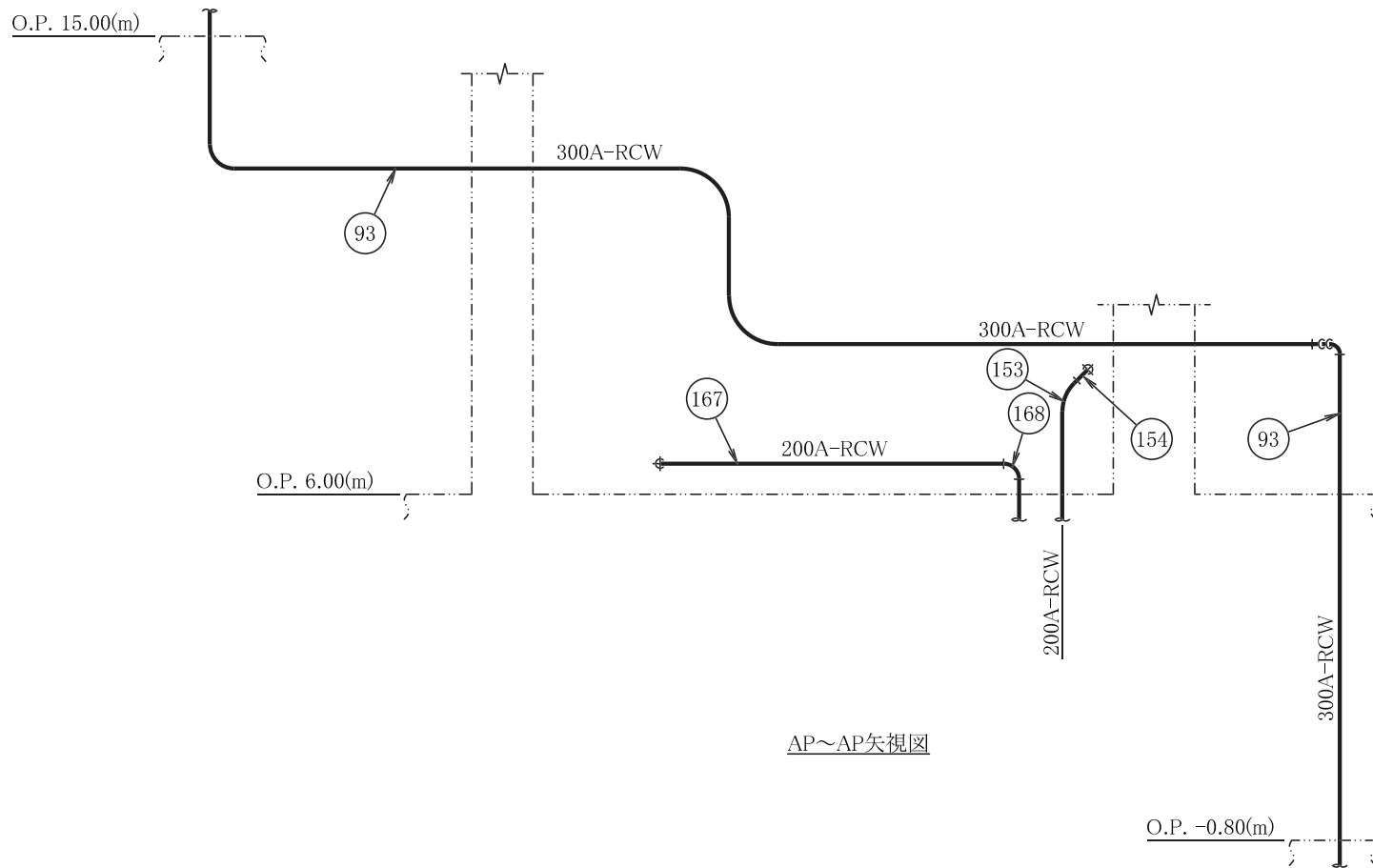
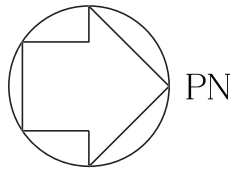
注: 寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-6-1-4-19図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) 主配管の配置を明示した図面(その19)
東北電力株式会社	
RCW	0508



注: 寸法はmを示す。

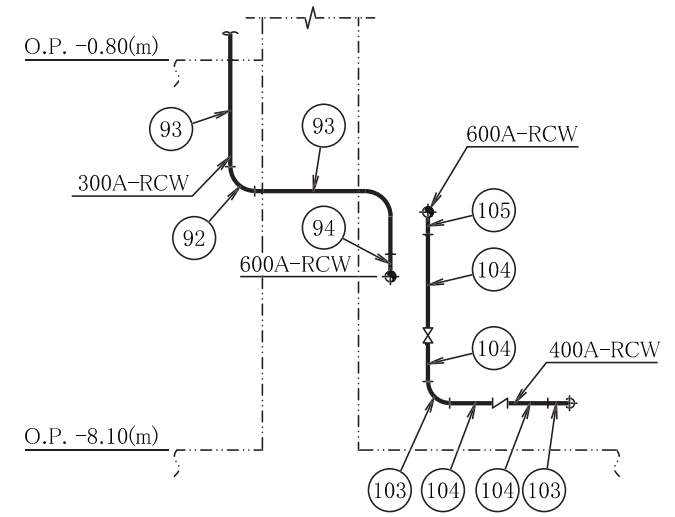
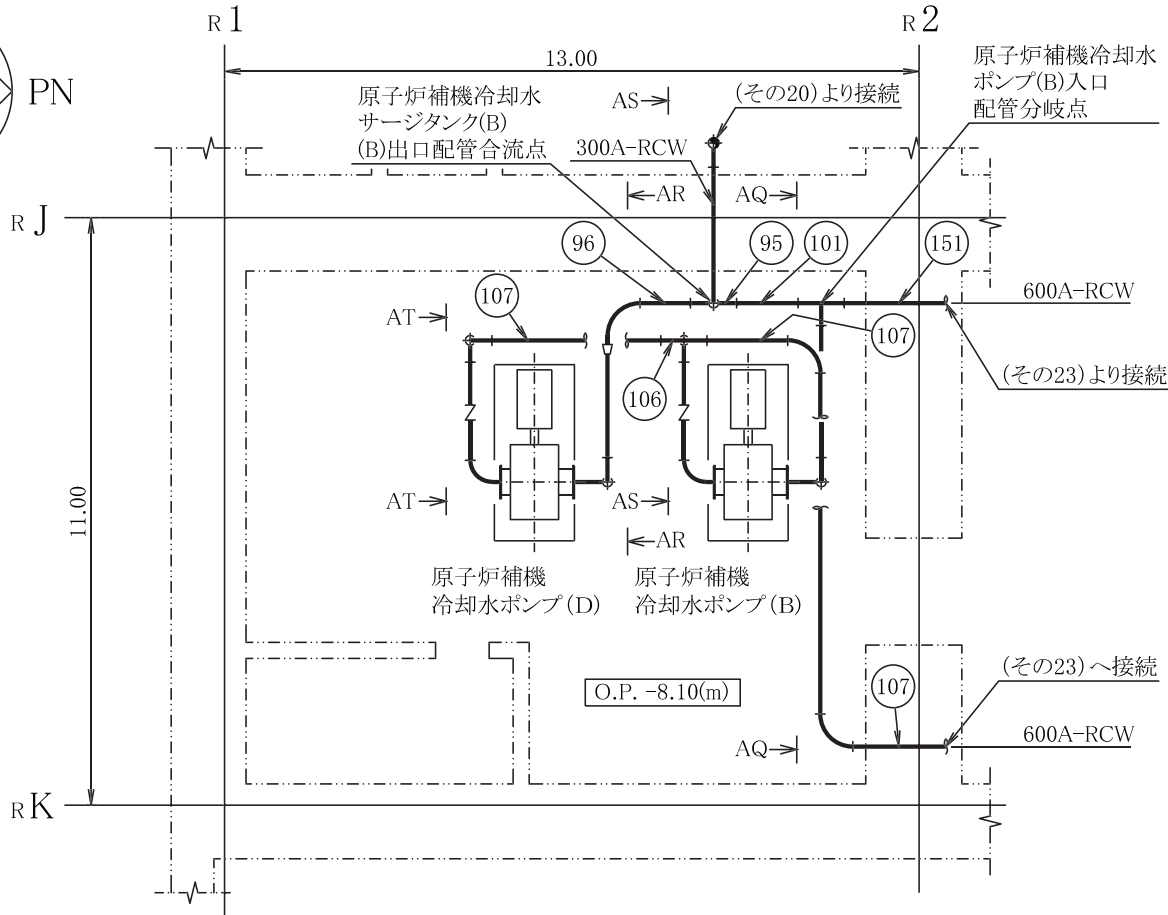
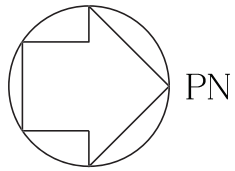
工事計画認可申請	第4-6-1-4-20図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その20)
東北電力株式会社	
RCW	1531



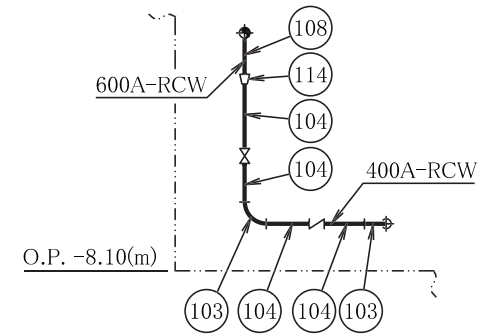
AP~AP矢視図

注: 寸法はmを示す。

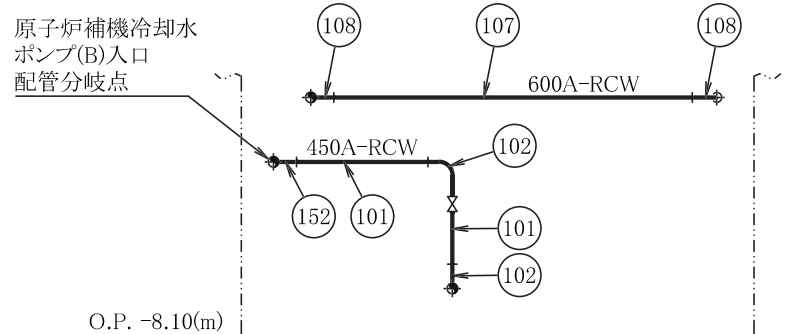
工事計画認可申請	第4-6-1-4-21図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その21)
東北電力株式会社	
RCW	1531



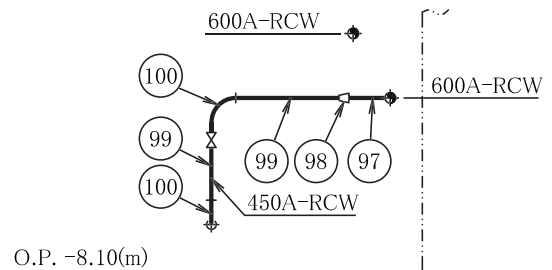
AS~AS矢視図



AT~AT矢視図



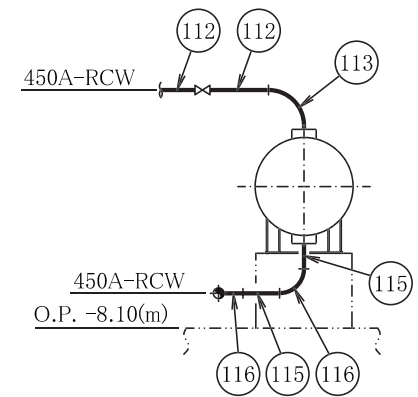
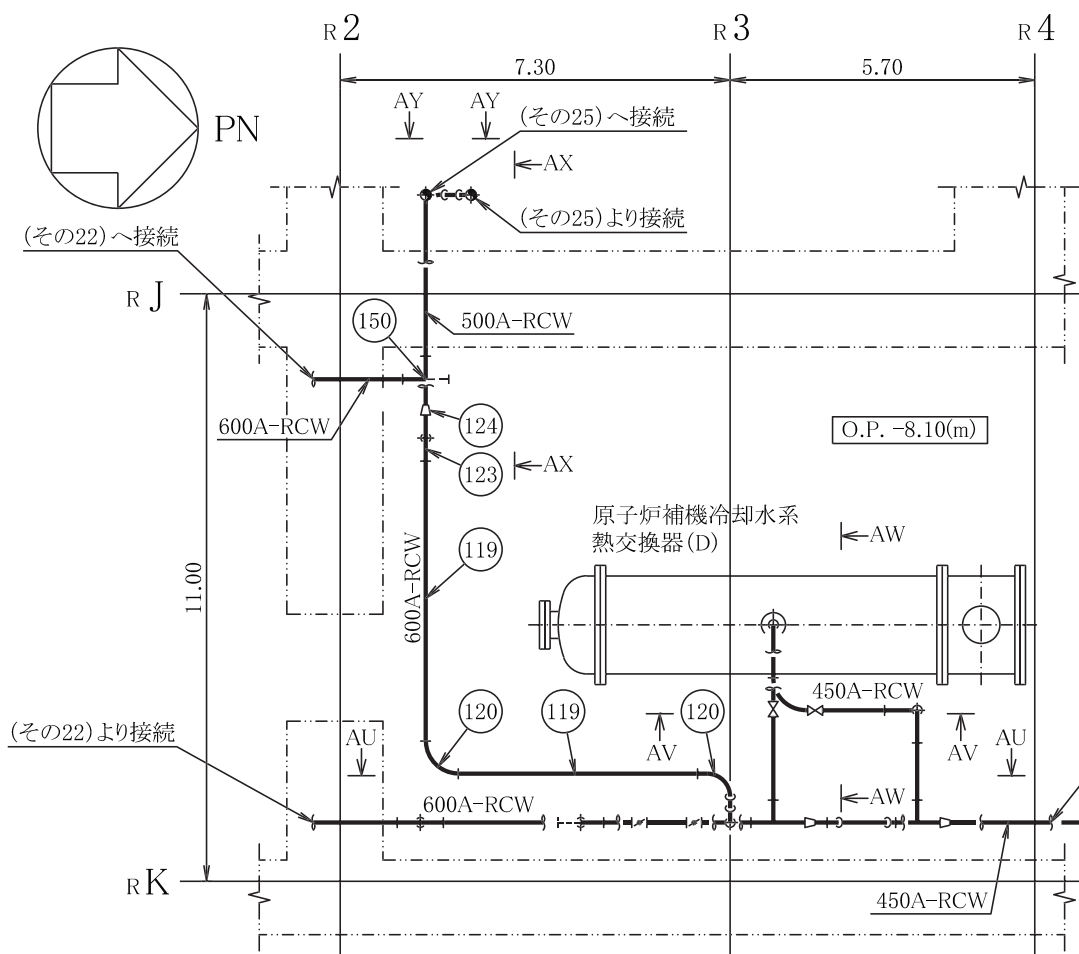
AQ~AQ矢視図



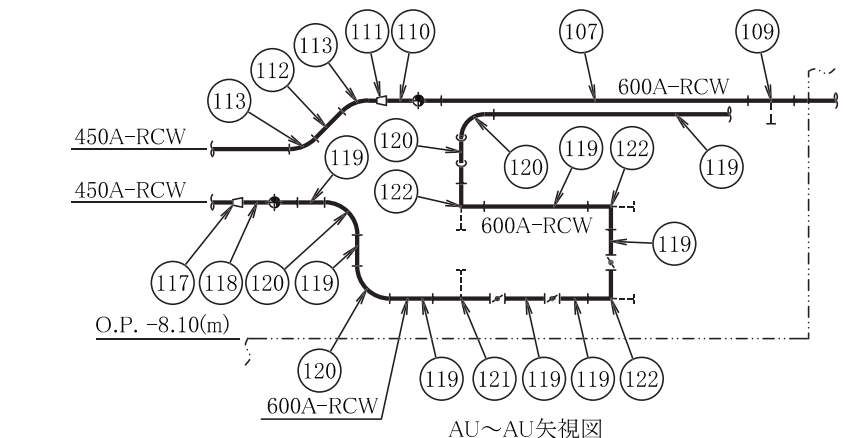
AR~AR矢視図

注: 寸法はmを示す。

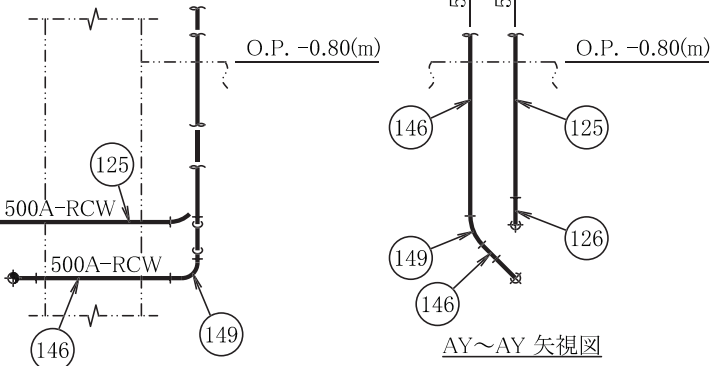
工事計画認可申請	第4-6-1-4-22図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) 主配管の配置を明示した図面(その22)
東北電力株式会社	
RCW	1531



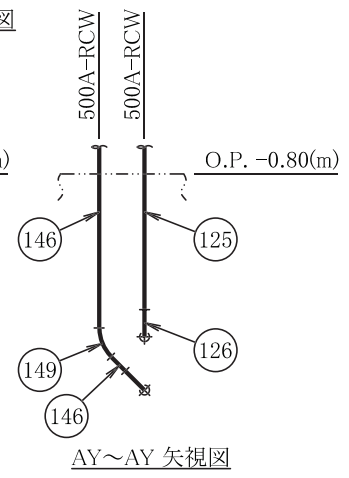
AW~AW 矢視図



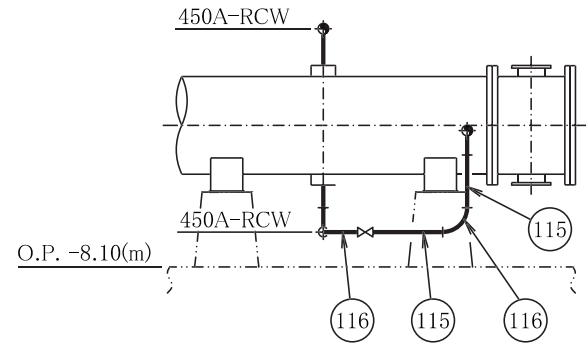
AU~AU 矢視図



AX~AX 矢視図



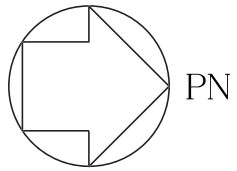
AY~AY 矢視図



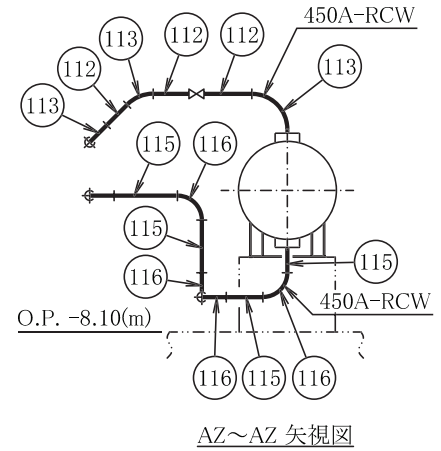
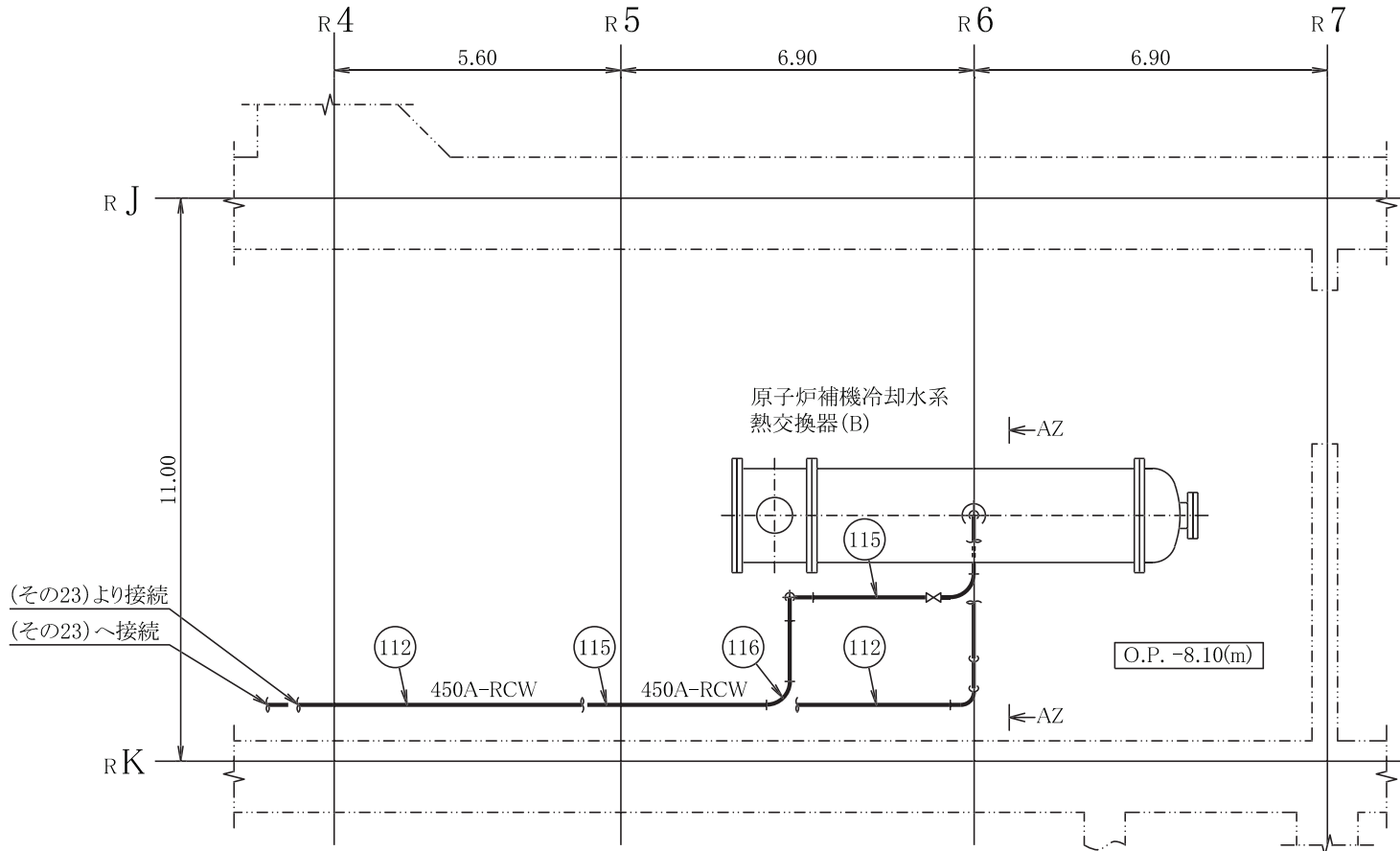
AV~AV 矢視図

注: 寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-6-1-4-23図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その23)
東北電力株式会社	
RCW	1531

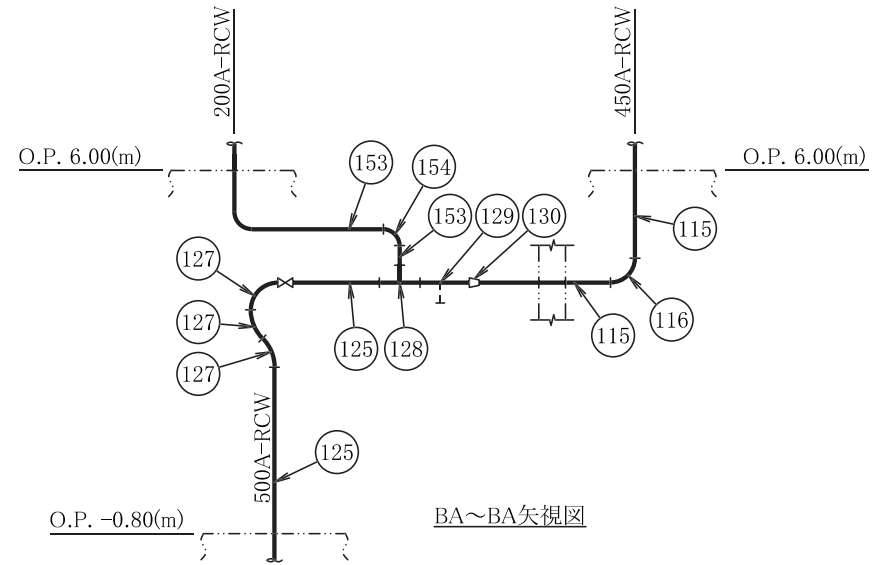
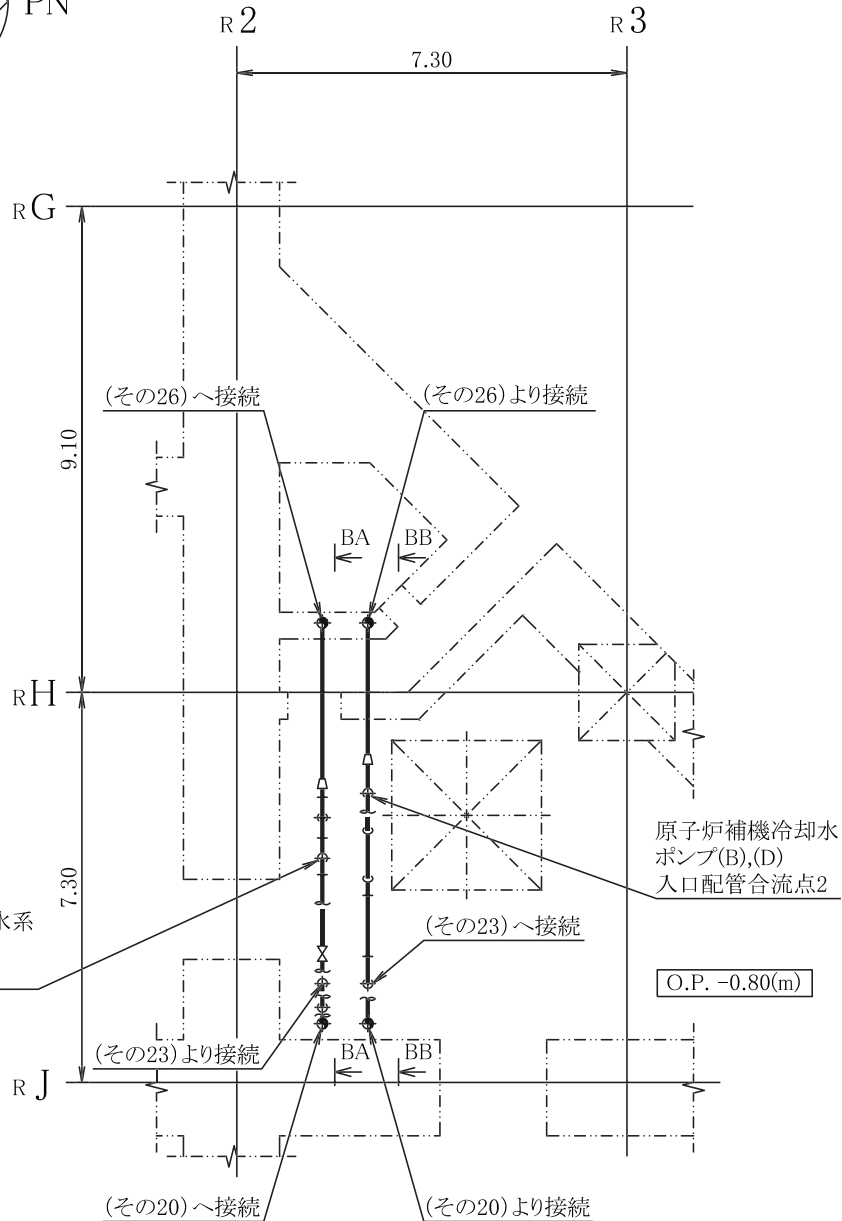
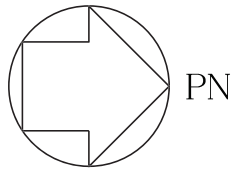


PN

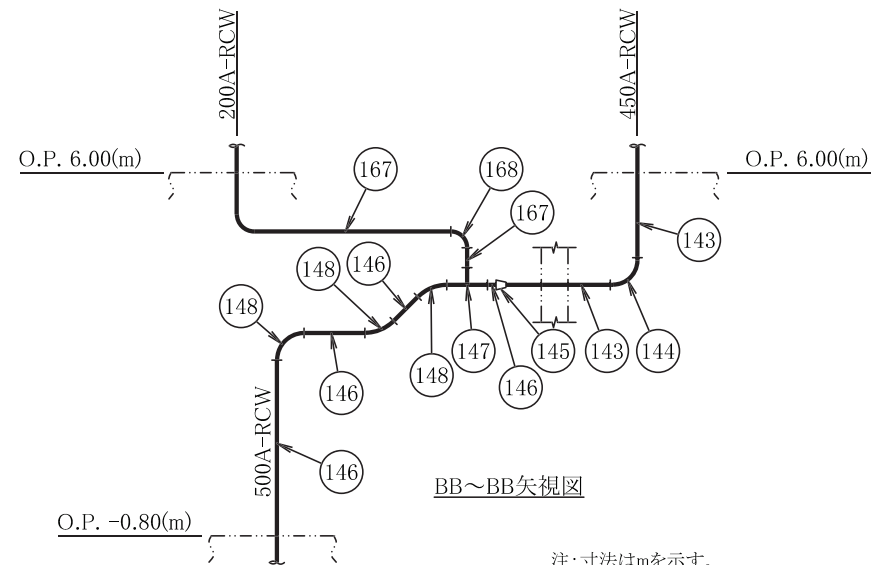


注: 寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-6-1-4-24図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その24)
東北電力株式会社	
RCW	1531



BA~BA矢視図

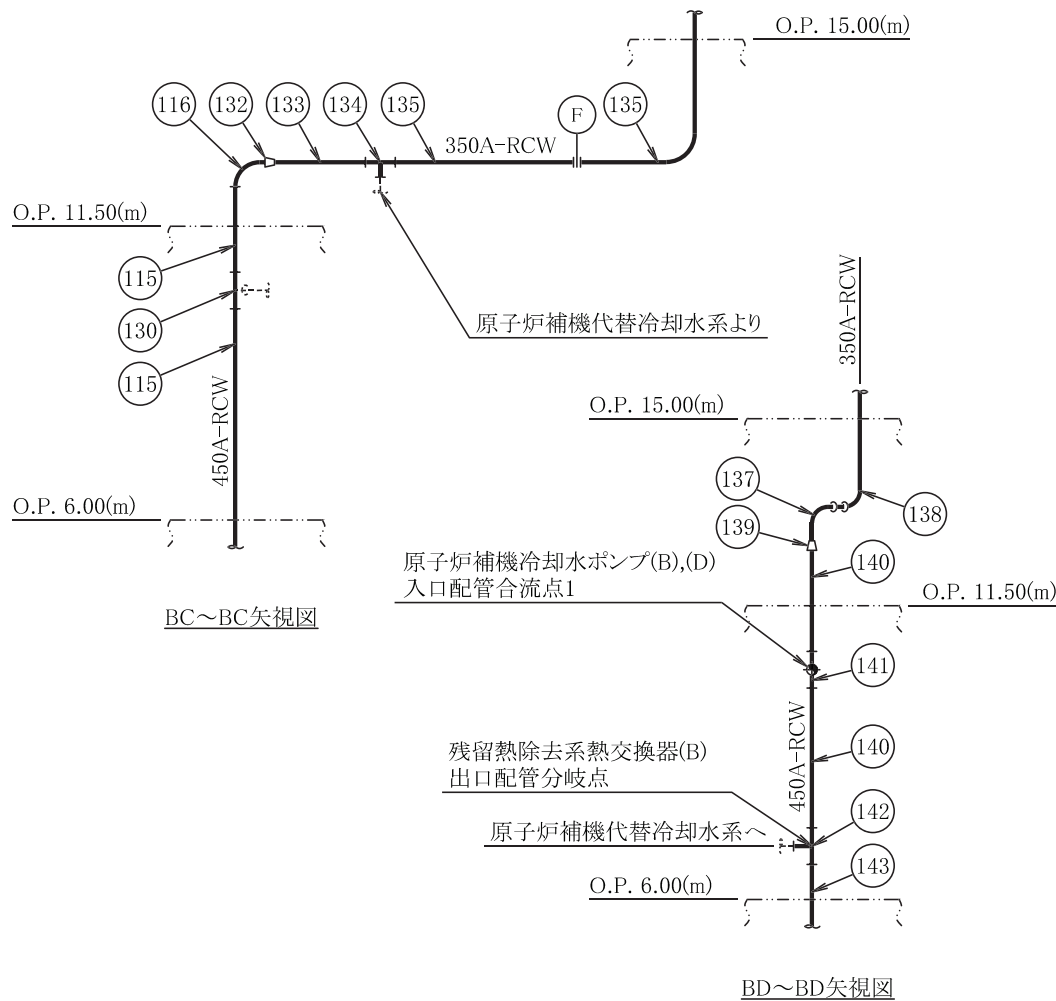
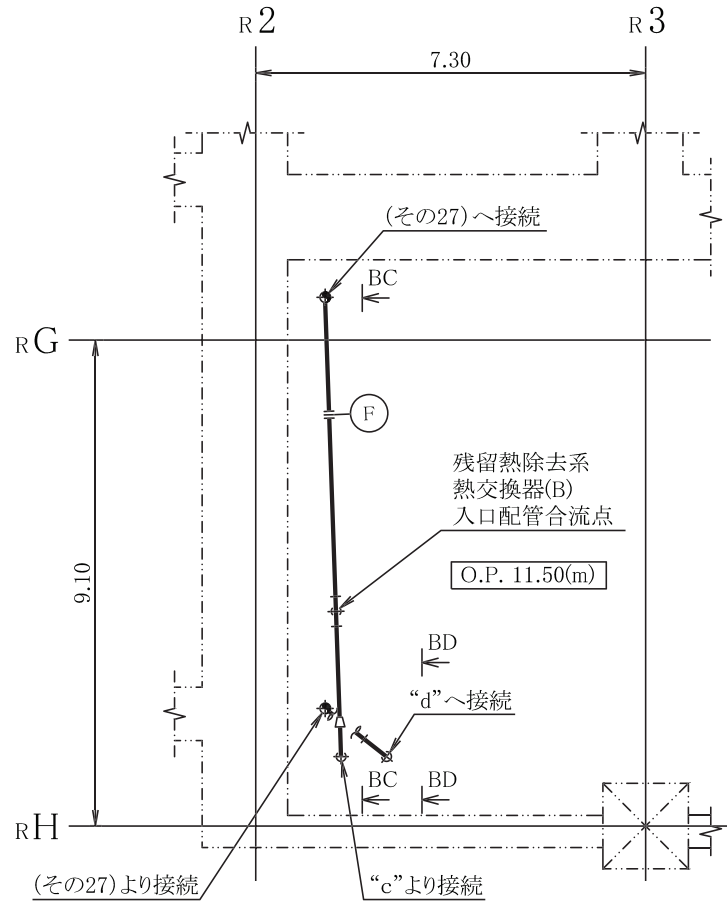
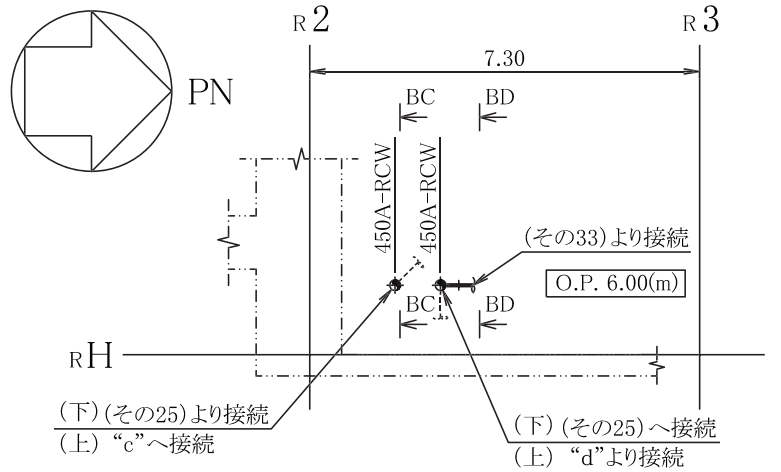


BB~BB矢視図

注: 寸法はmを示す。

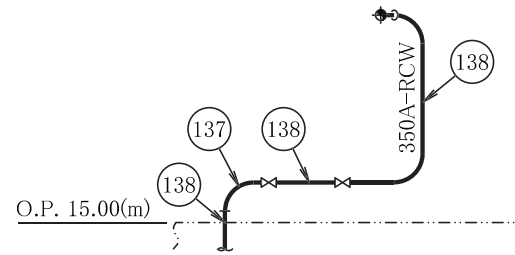
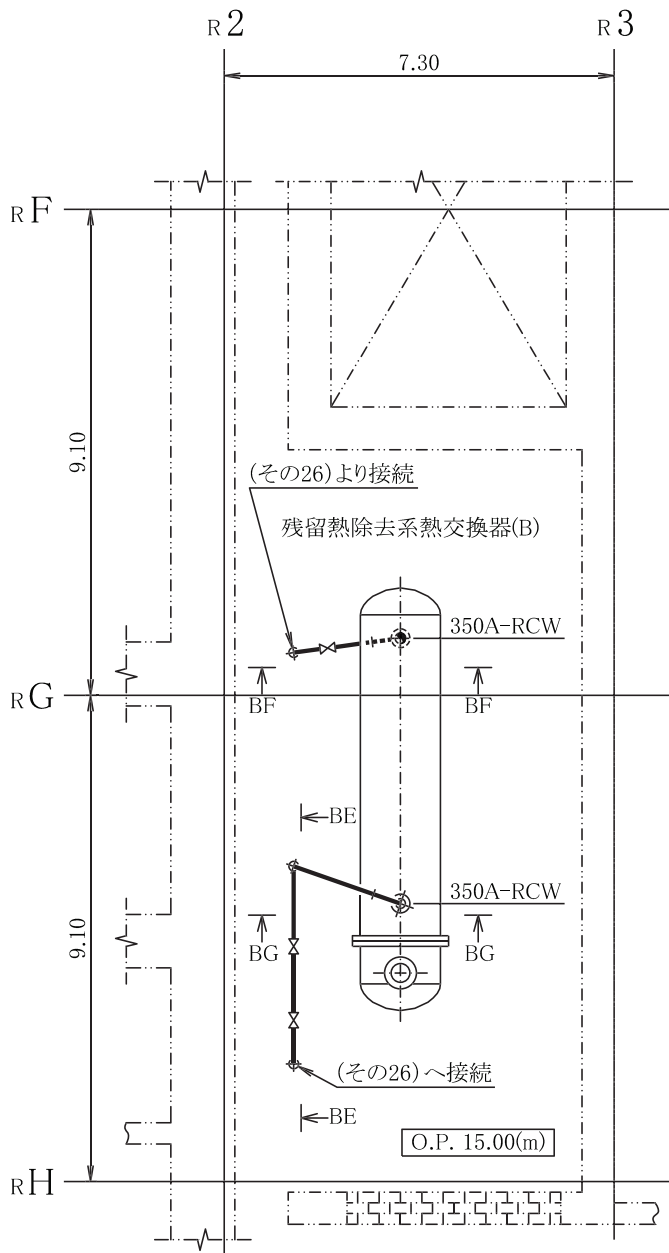
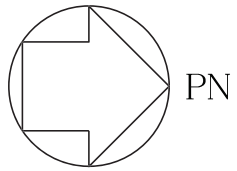
工事計画認可申請	第4-6-1-4-25図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その25)
東北電力株式会社	
RCW	1531



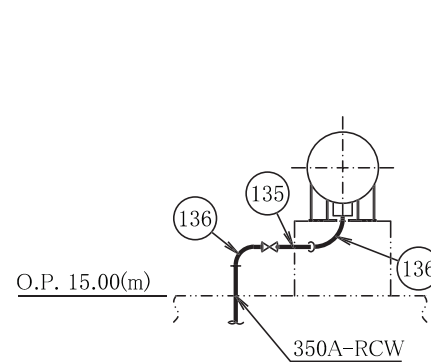


注: 寸法はmを示す。

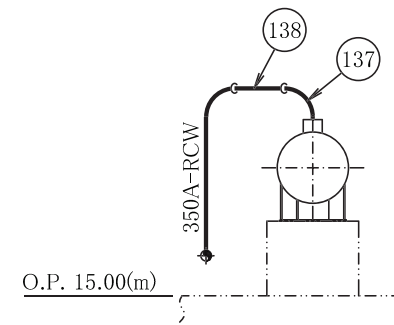
工事計画認可申請	第4-6-1-4-26図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その26)
東北電力株式会社	
RCW	1531



BE~BE矢視図



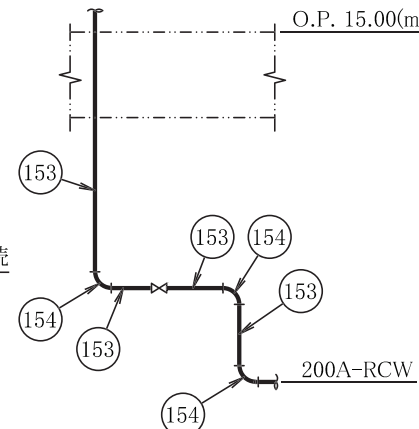
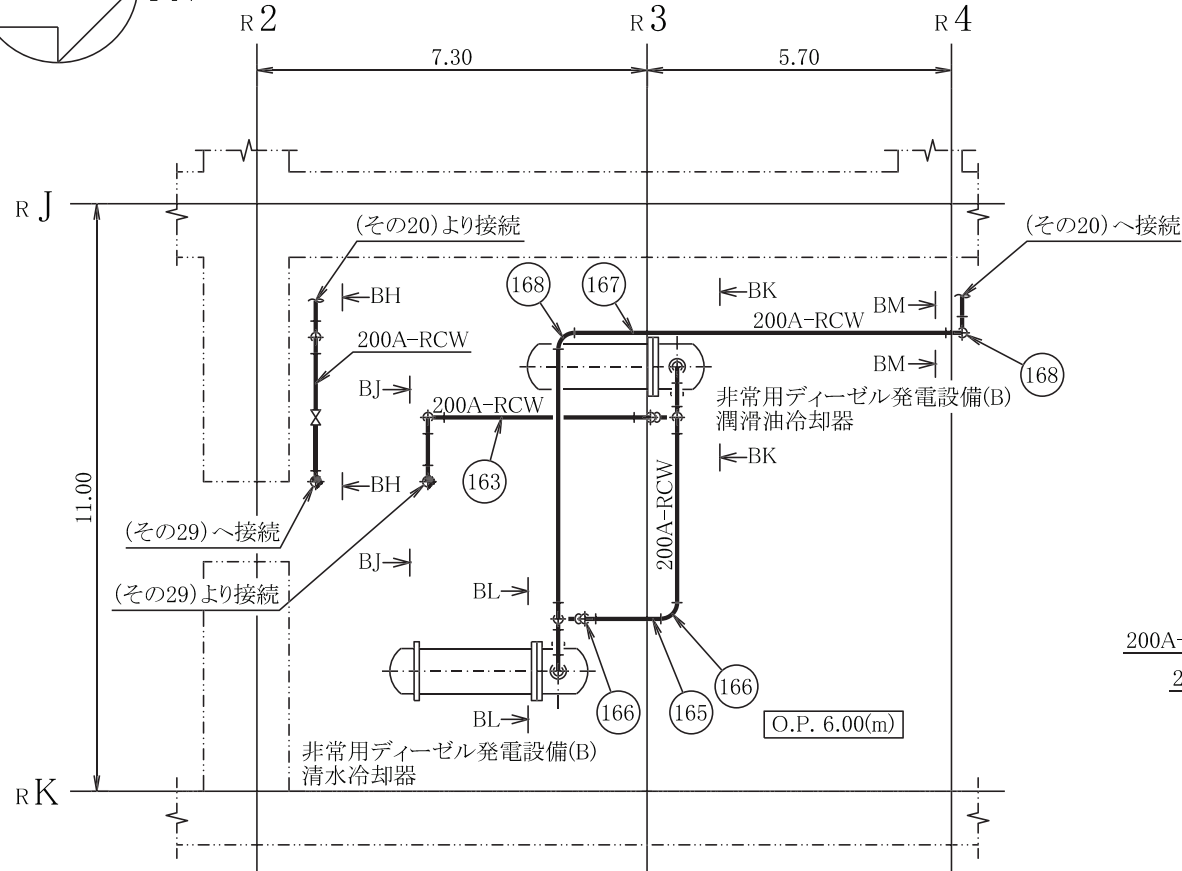
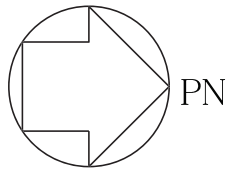
BF~BF矢視図



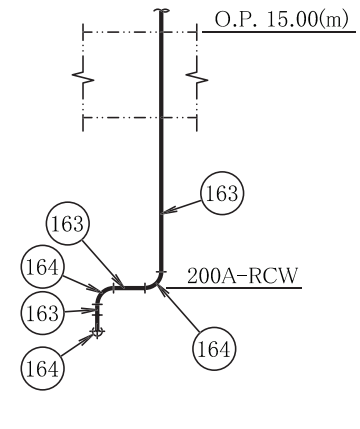
BG~BG矢視図

注: 寸法はmを示す。

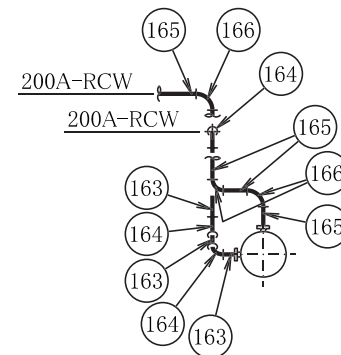
工事計画認可申請	第4-6-1-4-27図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その27)
東北電力株式会社	
RCW	1531



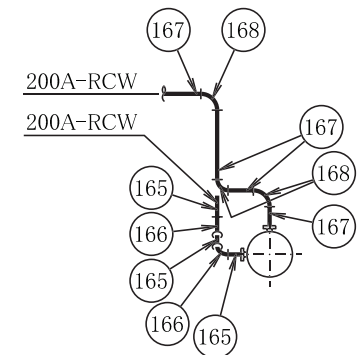
BH~BH矢視図



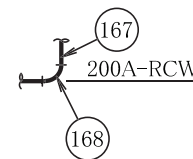
BJ~BJ矢視図



BK~BK矢視図



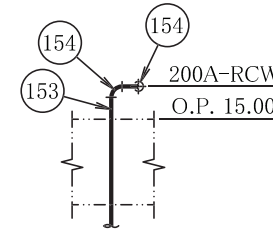
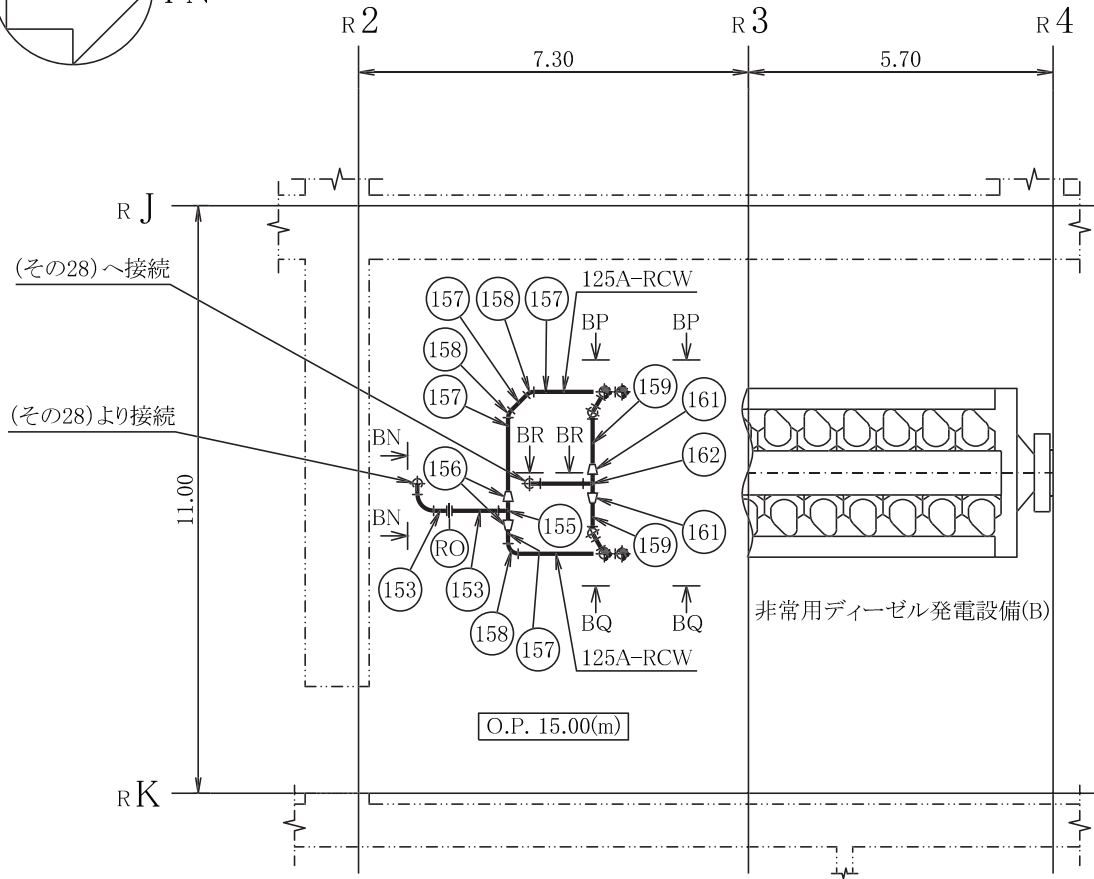
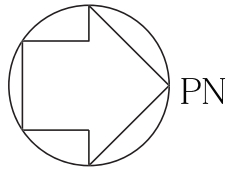
BL~BL矢視図



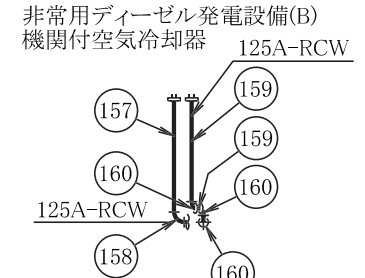
BM~BM矢視図

注: 寸法はmを示す。

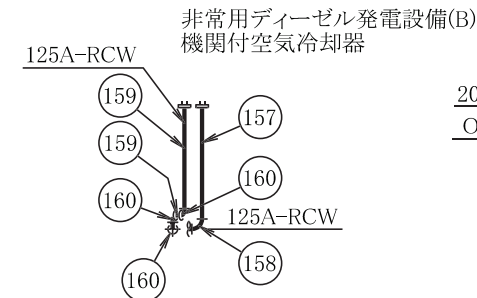
工事計画認可申請	第4-6-1-4-28図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その28)
東北電力株式会社	
RCW	1531



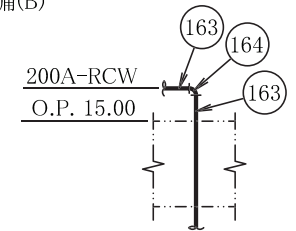
BN~BN矢視図



BP~BP矢視図



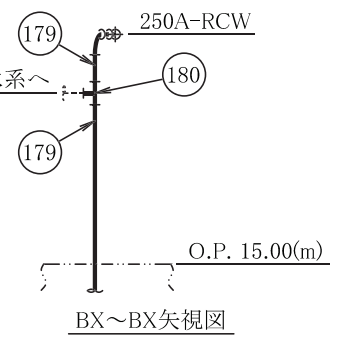
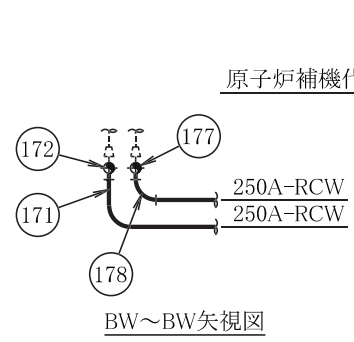
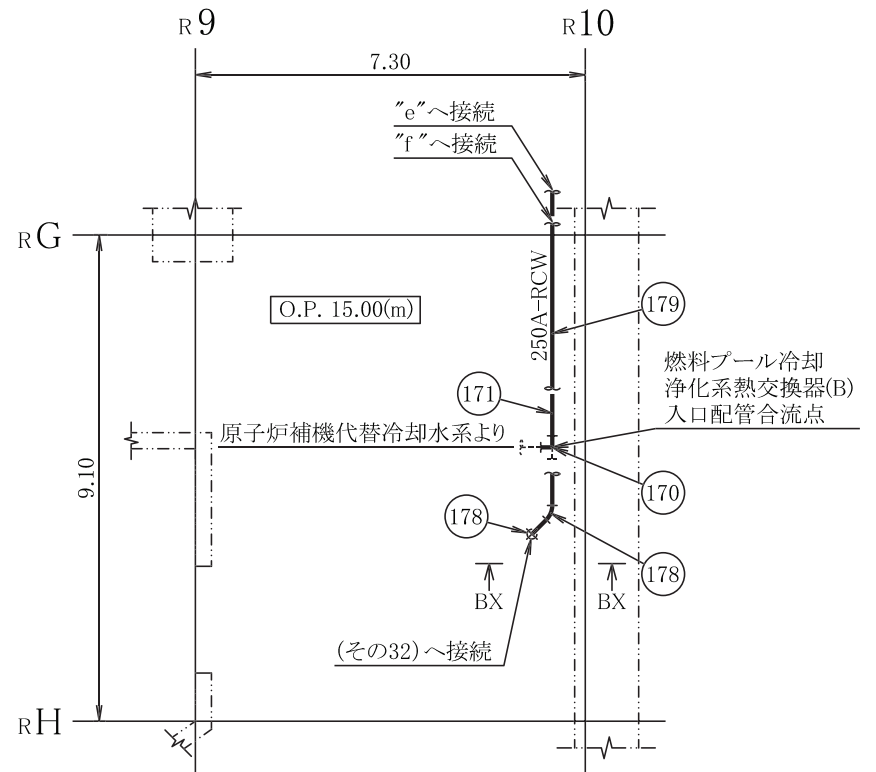
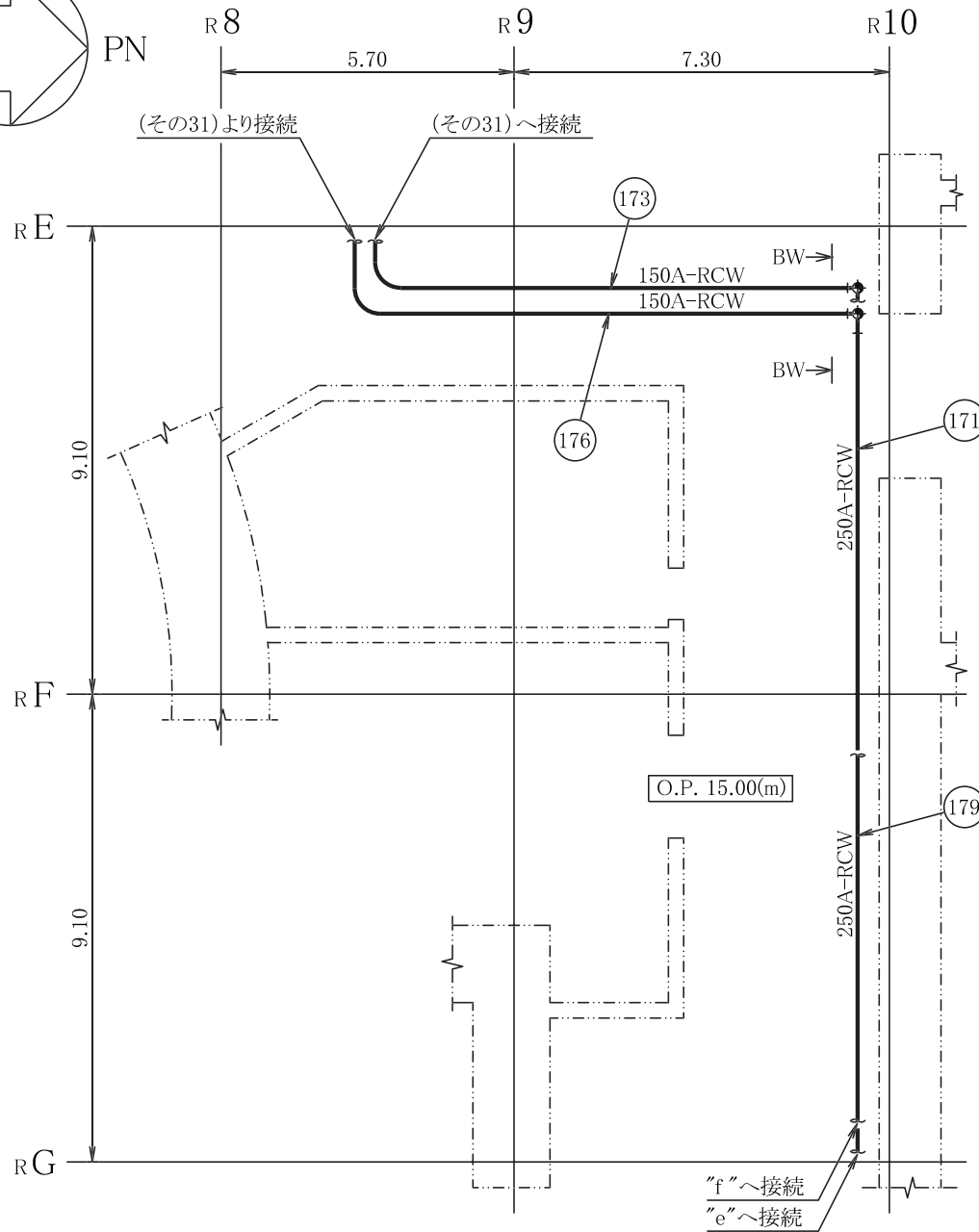
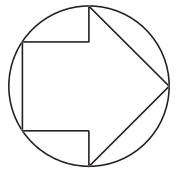
BQ~BQ矢視図



BR~BR矢視図

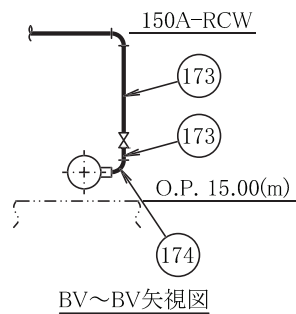
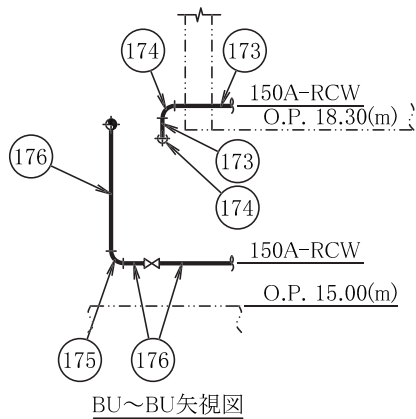
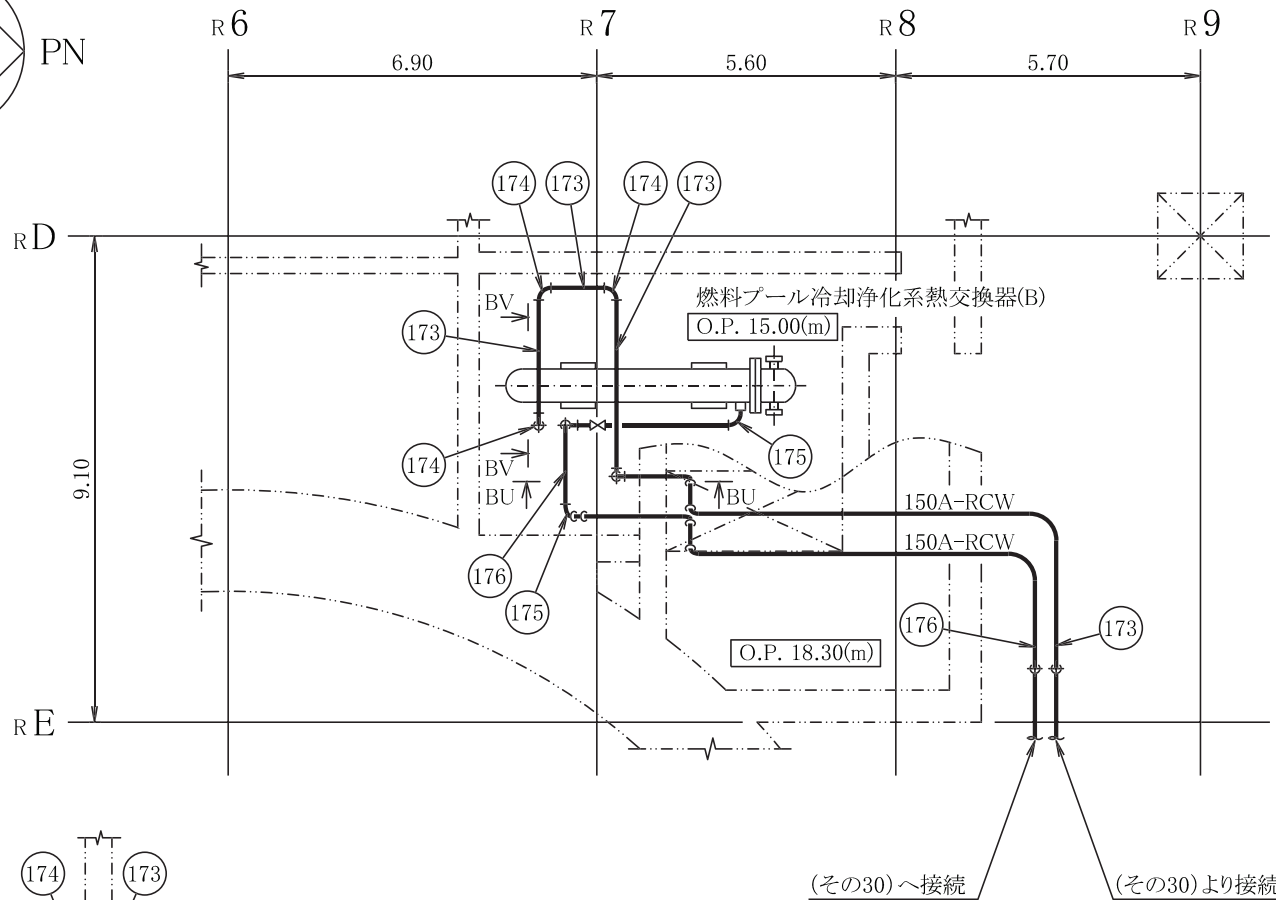
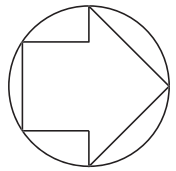
注: 寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-6-1-4-29図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その29)
東北電力株式会社	
RCW	1531



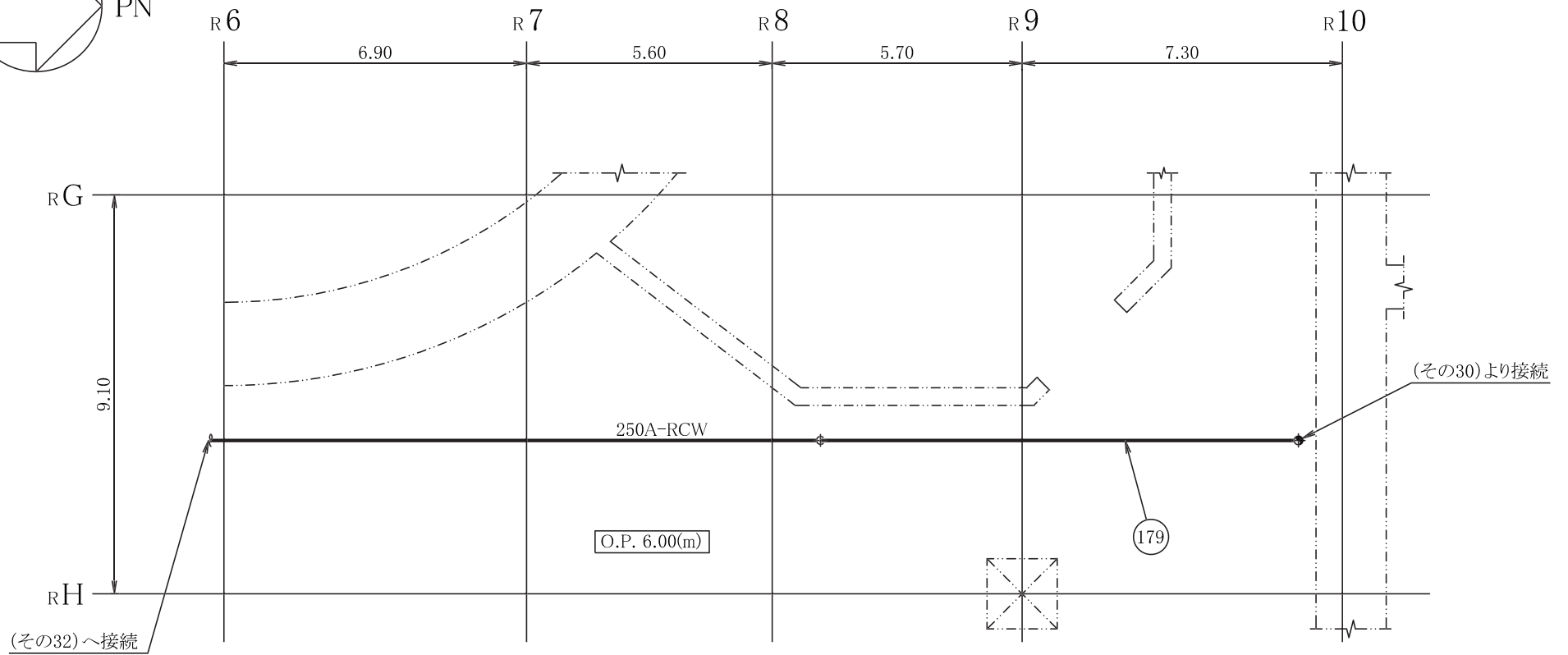
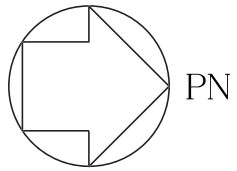
注: 寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-6-1-4-30図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その30)
東北電力株式会社	
RCW	1531



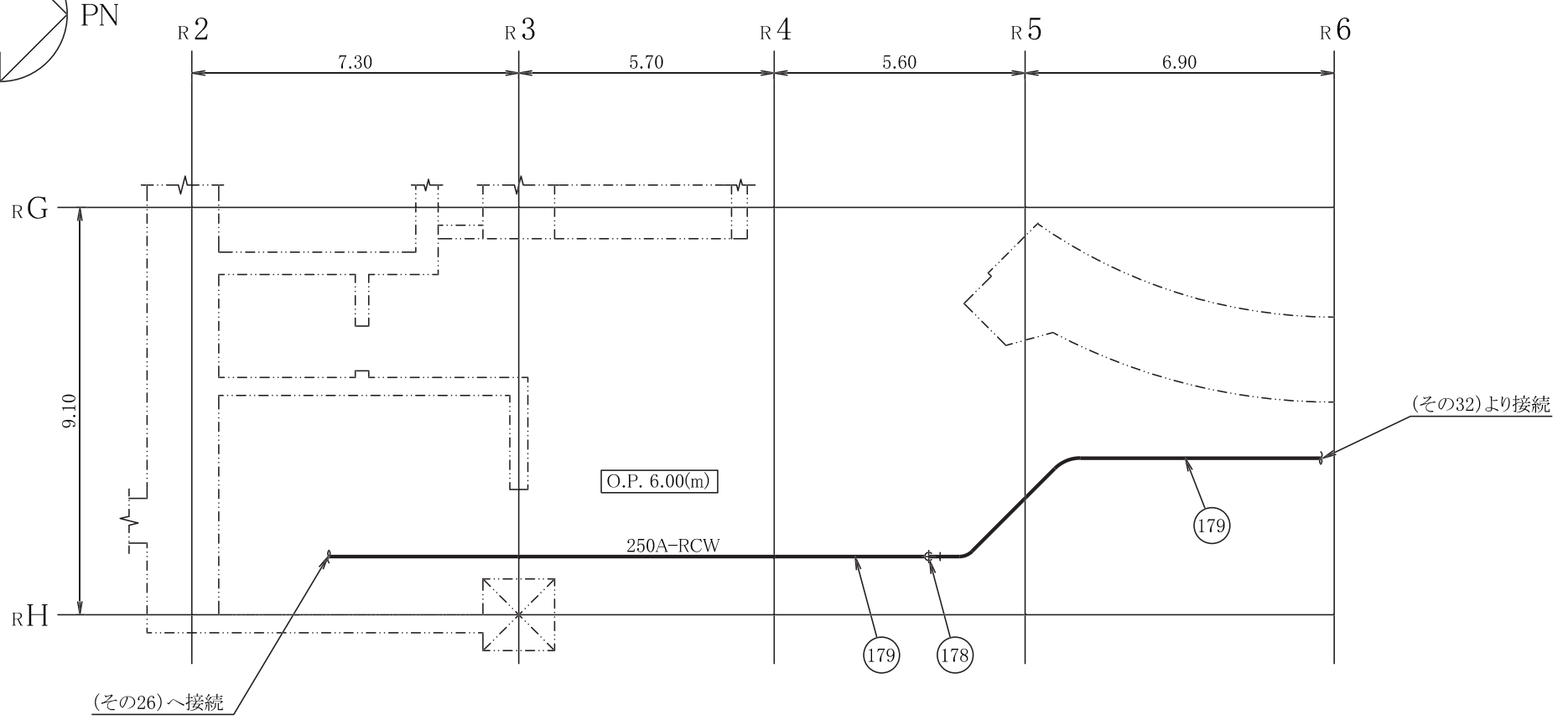
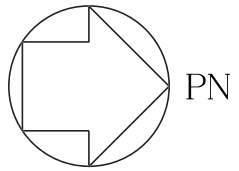
注: 寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-6-1-4-31図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その31)
東北電力株式会社	
RCW	1531



注: 寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-6-1-4-32図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その32)
東北電力株式会社	
RCW	1531



注: 寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-6-1-4-33図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その33)
東北電力株式会社	
RCW	1531



- 注1:原子炉補機冷却水サージタンク(A)～原子炉補機冷却水サージタンク(A)出口配管合流点は原子炉補機冷却設備の原子炉補機代替冷却水系と兼用。
- 注2:残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)は原子炉補機冷却設備の原子炉補機代替冷却水系と兼用。
- 注3:残留熱除去系熱交換器(A)～残留熱除去系熱交換器(A)出口配管分岐点は原子炉補機冷却設備の原子炉補機代替冷却水系と兼用。
- 注4:残留熱除去系熱交換器(A)出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク(A)出口配管合流点は原子炉補機冷却設備の原子炉補機代替冷却水系と兼用。
- 注5:燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管合流点～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)は原子炉補機冷却設備の原子炉補機代替冷却水系と兼用。
- 注6:燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)～原子炉補機冷却水ポンプ(A),(C)入口配管合流点1は原子炉補機冷却設備の原子炉補機代替冷却水系と兼用。
- 注7:原子炉補機冷却水サージタンク(B)～原子炉補機冷却水サージタンク(B)出口配管合流点は原子炉補機冷却設備の原子炉補機代替冷却水系と兼用。
- 注8:残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(B)は原子炉補機冷却設備の原子炉補機代替冷却水系と兼用。
- 注9:残留熱除去系熱交換器(B)～残留熱除去系熱交換器(B)出口配管分岐点は原子炉補機冷却設備の原子炉補機代替冷却水系と兼用。
- 注10:残留熱除去系熱交換器(B)出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク(B)出口配管合流点は原子炉補機冷却設備の原子炉補機代替冷却水系と兼用。
- 注11:燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管合流点～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)は原子炉補機冷却設備の原子炉補機代替冷却水系と兼用。
- 注12:燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)～原子炉補機冷却水ポンプ(B),(D)入口配管合流点1は原子炉補機冷却設備の原子炉補機代替冷却水系と兼用。

工事計画認可申請		第4-6-1-4-34図
女川原子力発電所 第2号機		
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その34)	
東北電力株式会社		
RCW		0509

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質	
①	原子炉補機冷却水サージタンク(A) ～ 原子炉補機冷却水サージタンク(A) 出口配管合流点	エルボ	318.5	10.3	STS42 STS410	
②		管	318.5	10.3	STS42 STS410	
③		管 (ティー)	318.5	10.3	SM41C	
④	原子炉補機冷却水サージタンク(A) 出口配管合流点 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(A),(C)	管 (ティー)	609.6	17.5	SM41C	
⑤		ティー	609.6 / 609.6 / 457.2	9.5 / 9.5 / 9.5	SM41C	
⑥		管	609.6	9.5	SM41C	
⑦		エルボ	609.6	9.5	SM41C	
⑧		レジューサ	609.6 / 457.2	9.5 / 9.5	SM41C	
⑨		管	457.2	9.5	SM41C	
⑩		エルボ	457.2	9.5	SM41C	
⑪		原子炉補機冷却水ポンプ(A),(C) ～	エルボ	406.4	9.5	SM41C
⑫		原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(C)	管	406.4	9.5	SM41C

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
⑬	原子炉補機冷却水ポンプ(A),(C) ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(C)	レジューサ	609.6 / 406.4	9.5 / 9.5	SM41C
⑭		エルボ	609.6	9.5	SM41C
⑮		管	609.6	9.5	SM41C
⑯		管 (ティー)	609.6	17.5	SM41C
⑰		ティー	609.6 / 609.6 / -	9.5 / 9.5 / -	SM41C
⑱		ティー	609.6 / 609.6 / 457.2	9.5 / 9.5 / 9.5	SM41C
⑲		管	457.2	9.5	SM41C
⑳		エルボ	457.2	9.5	SM41C
㉑		管 (ティー)	406.4	12.7	SM41C
㉒		レジューサ	609.6 / 457.2	9.5 / 9.5	SM41C

\*外径及び厚さは公称値(mm)を示す。

工事計画認可申請		第4-6-1-4-35図
女川原子力発電所 第2号機		
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その35)	
東北電力株式会社		
RCW		0504

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
23	原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(C) ～ 残留熱除去系熱交換器(A)入口配管 合流点	管	457.2	9.5	SM41C
24		エルボ	457.2	9.5	SM41C
25		ティー	609.6 / 609.6 / 457.2	9.5 / 9.5 / 9.5	SM41C
26		レジューサ	609.6 / 457.2	9.5 / 9.5	SM41C
27		管	609.6	9.5	SM41C
28		エルボ	609.6	9.5	SM41C
29		ティー	609.6 / 609.6 / -	9.5 / 9.5 / -	SM41C
30		ティー	609.6 / - / 609.6	9.5 / - / 9.5	SM41C
31		管 (ティー)	609.6	17.5	SM41C
32		レジューサ	609.6 / 508.0	9.5 / 9.5	SM41C
33		管	508.0	9.5	SM41C SM400C

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
34	原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(C) ～ 残留熱除去系熱交換器(A)入口配管 合流点	エルボ	508.0	9.5	SM41C
35		ティー	508.0 / 508.0 / 508.0	9.5 / 9.5 / 9.5	SM400C
36		レジューサ	508.0 / 406.4	9.5 / 9.5	STS410
37		管	406.4	9.5	SM400C
38		ティー	406.4 / 406.4 / 216.3	9.5 / 9.5 / 8.2	SM400C
39		管	406.4	9.5	SM400C
40		エルボ	406.4	9.5	SM400C
41	残留熱除去系熱交換器(A)入口配管 合流点 ～ 残留熱除去系熱交換器(A)	ティー	406.4 / 406.4 / -	9.5 / 9.5 / -	SM400C
42		レジューサ	406.4 / 355.6	9.5 / 11.1	STS410
43		管	355.6	11.1	STS410
44		エルボ	355.6	11.1	STS410

\*外径及び厚さは公称値(mm)を示す。

工事計画認可申請		第4-6-1-4-36図	
女川原子力発電所 第2号機			
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その36)		
	東北電力株式会社		
RCW		1531	

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質	
45	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 分岐点	エルボ	355.6	11.1	STS42	
46		管	355.6	11.1	STS42 STS410	
47		レジューサ	406.4 / 355.6	9.5 / 11.1	STS410	
48		管	406.4	9.5	SM400C	
49		ティー	406.4 / 406.4 / 165.2	9.5 / 9.5 / 7.1	SM400C	
50		エルボ	406.4	9.5	SM400C	
51		ティー	406.4 / 406.4 / 216.3	9.5 / 9.5 / 8.2	SM400C	
52		管	406.4	9.5	SM400C	
53		残留熱除去系熱交換器(A)出口配管 分岐点 ～	レジューサ	508.0 / 406.4	9.5 / 9.5	STS410
54		原子炉補機冷却水サージタンク(A) 出口配管合流点	ティー	508.0 / 508.0 / 508.0	9.5 / 9.5 / 9.5	SM400C
55		管	508.0	9.5	SM41C SM400C	

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
56	残留熱除去系熱交換器(A)出口配管 分岐点 ～ 原子炉補機冷却水サージタンク(A) 出口配管合流点	エルボ	508.0	9.5	SM41C
57		ティー	609.6 / - / 508.0	9.5 / - / 9.5	SM41C
58		管	609.6	9.5	SM41C
59		レジューサ	508.0 / 318.5	9.5 / 10.3	STS410
60	管	318.5	10.3	STS42	
61	原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(C) 出口配管分岐点2 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)機関付 空気冷却器	ティー	318.5 / - / 318.5	10.3 / - / 10.3	STS410
62		レジューサ	318.5 / 216.3	10.3 / 8.2	STS410
63		管	216.3	8.2	STS410
64		エルボ	216.3	8.2	STS410
65		ティー	216.3 / 216.3 / 216.3	8.2 / 8.2 / 8.2	STS410

\*外径及び厚さは公称値(mm)を示す。

工事計画認可申請		第4-6-1-4-37図
女川原子力発電所 第2号機		
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その37)	
東北電力株式会社		
RCW		0512

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
66	原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(C) 出口配管分岐点2 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)機関付 空気冷却器	レジューサ	216.3 / 139.8	8.2 / 6.6	STS410
67		管	139.8	6.6	STS410
68		エルボ	139.8	6.6	STS410
69	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	管	139.8	6.6	STS410
70		エルボ	139.8	6.6	STS410
71		レジューサ	216.3 / 139.8	8.2 / 6.6	STS410
72		ティー	216.3 / 216.3 / 216.3	8.2 / 8.2 / 8.2	STS410
73		管	216.3	8.2	STS410
74		エルボ	216.3	8.2	STS410
75		非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油 冷却器 ～	管	216.3	8.2
76	非常用ディーゼル発電設備(A)清水 冷却器	エルボ	216.3	8.2	STS410

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
77	非常用ディーゼル発電設備(A)清水 冷却器 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(A),(C) 入口配管合流点2	管	216.3	8.2	STS410
78		エルボ	216.3	8.2	STS42 STS410
79		ティー	216.3 / 216.3 / 216.3	8.2 / 8.2 / 8.2	STS410
80		レジューサ	318.5 / 216.3	10.3 / 8.2	STS410
81		ティー	318.5 / - / 318.5	10.3 / - / 10.3	STS410
82		管	318.5	10.3	STS42
83		レジューサ	508.0 / 318.5	9.5 / 10.3	STS410

\*外径及び厚さは公称値(mm)を示す。

工事計画認可申請		第4-6-1-4-38図	
女川原子力発電所 第2号機			
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その38)		
	東北電力株式会社		
RCW		0506	

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
84	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) 入口配管合流点 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)	ティー	216.3 / - / 216.3	8.2 / - / 8.2	STS410
85		レジューサ	216.3 / 165.2	8.2 / 7.1	STS410
86		管	165.2	7.1	STS410
87		エルボ	165.2	7.1	STS410
88		エルボ	165.2	7.1	STS410
89	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(A),(C) 入口配管合流点1	管	165.2	7.1	STS410
90		レジューサ	216.3 / 165.2	8.2 / 7.1	STS410
91		ティー	216.3 / 216.3 / 216.3	8.2 / 8.2 / 8.2	STS410

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
92	原子炉補機冷却水サージタンク(B) ～ 原子炉補機冷却水サージタンク(B) 出口配管合流点	エルボ	318.5	10.3	STS410
93		管	318.5	10.3	STS42 STS410
94		管 (ティー)	318.5	10.3	SM41C
95	原子炉補機冷却水サージタンク(B) 出口配管合流点 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(D)	管 (ティー)	609.6	17.5	SM41C
96		管	609.6	9.5	SM41C
97		エルボ	609.6	9.5	SM41C
98		レジューサ	609.6 / 457.2	9.5 / 9.5	SM41C
99		管	457.2	9.5	SM41C
100		エルボ	457.2	9.5	SM41C
101		管	457.2	9.5	SM41C
102		エルボ	457.2	9.5	SM41C

\*外径及び厚さは公称値(mm)を示す。

工事計画認可申請		第4-6-1-4-39図
女川原子力発電所 第2号機		
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その39)	
東北電力株式会社		
RCW		0512

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
⑩03	原子炉補機冷却水ポンプ(B),(D) ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(D)	エルボ	406.4	9.5	SM41C
⑩04		管	406.4	9.5	SM41C
⑩05		管 (ティー)	406.4	12.7	SM41C
⑩06		管 (ティー)	609.6	17.5	SM41C
⑩07		管	609.6	9.5	SM41C
⑩08		エルボ	609.6	9.5	SM41C
⑩09		ティー	609.6 / 609.6 / -	9.5 / 9.5 / -	SM41C
⑩10		ティー	609.6 / 609.6 / 457.2	9.5 / 9.5 / 9.5	SM41C
⑩11		レジューサ	609.6 / 457.2	9.5 / 9.5	SM41C
⑩12		管	457.2	9.5	SM41C
⑩13		エルボ	457.2	9.5	SM41C
⑩14		レジューサ	609.6 / 406.4	9.5 / 9.5	SM41C

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
⑩15	原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(D) ～ 残留熱除去系熱交換器(B)入口配管 合流点	管	457.2	9.5	SM41C SM400C
⑩16		エルボ	457.2	9.5	SM41C SM400C
⑩17		レジューサ	609.6 / 457.2	9.5 / 9.5	SM41C
⑩18		ティー	609.6 / 609.6 / 457.2	9.5 / 9.5 / 9.5	SM41C
⑩19		管	609.6	9.5	SM41C
⑩20		エルボ	609.6	9.5	SM41C
⑩21		ティー	609.6 / 609.6 / -	9.5 / 9.5 / -	SM41C
⑩22		ティー	609.6 / - / 609.6	9.5 / - / 9.5	SM41C
⑩23		管 (ティー)	609.6	17.5	SM41C
⑩24		レジューサ	609.6 / 508.0	9.5 / 9.5	SM41C
⑩25		管	508.0	9.5	SM41C SM400C

\*外径及び厚さは公称値(mm)を示す。

工事計画認可申請		第4-6-1-4-40図	
女川原子力発電所 第2号機			
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その40)		
	東北電力株式会社		
RCW		1531	

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質	
⑬26	原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(D) ～ 残留熱除去系熱交換器(B)入口配管 合流点	エルボ	508.0	9.5	SM400C	
⑬27		エルボ	508.0	9.5	STS410	
⑬28		ティー	508.0 / 508.0 / 216.3	9.5 / 9.5 / 8.2	STS410	
⑬29		ティー	508.0 / 508.0 / -	9.5 / 9.5 / -	STS410	
⑬30		レジューサ	508.0 / 457.2	9.5 / 9.5	STS410	
⑬31		ティー	457.2 / 457.2 / -	9.5 / 9.5 / -	SM400C	
⑬32		レジューサ	457.2 / 355.6	9.5 / 11.1	STS410	
⑬33		管	355.6	11.1	STS410	
⑬34		残留熱除去系熱交換器(B)入口配管 合流点 ～ 残留熱除去系熱交換器(B)	ティー	355.6 / 355.6 / 216.3	11.1 / 11.1 / 8.2	STS410
⑬35			管	355.6	11.1	STS410
⑬36			エルボ	355.6	11.1	STS410

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
⑬37	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 分岐点	エルボ	355.6	11.1	STS42 STS410
⑬38		管	355.6	11.1	STS42 STS410
⑬39		レジューサ	457.2 / 355.6	9.5 / 11.1	STS410
⑬40		管	457.2	9.5	SM400C
⑬41		ティー	457.2 / 457.2 / 267.4	9.5 / 9.5 / 9.3	SM400C
⑬42		ティー	457.2 / 457.2 / 216.3	9.5 / 9.5 / 8.2	STS410

\*外径及び厚さは公称値(mm)を示す。

工事計画認可申請		第4-6-1-4-41図
女川原子力発電所 第2号機		
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その41)	
東北電力株式会社		
RCW		1531



No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質	
⑭④③	残留熱除去系熱交換器(B)出口配管分岐点 ～ 原子炉補機冷却水サージタンク(B)出口配管合流点	管	457.2	9.5	SM400C	
⑭④④		エルボ	457.2	9.5	SM400C	
⑭④⑤		レジューサ	508.0 / 457.2	9.5 / 9.5	STS410	
⑭④⑥		管	508.0	9.5	SM41C SM400C	
⑭④⑦		ティー	508.0 / 508.0 / 216.3	9.5 / 9.5 / 8.2	STS410	
⑭④⑧		エルボ	508.0	9.5	STS410	
⑭④⑨		エルボ	508.0	9.5	SM400C	
⑭⑤⑩		ティー	609.6 / - / 508.0	9.5 / - / 9.5	SM41C	
⑭⑤⑪		管	609.6	9.5	SM41C	
⑭⑤⑫		ティー	609.6 / 609.6 / 457.2	9.5 / 9.5 / 9.5	SM41C	
⑭⑤⑬		原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(D)出口配管分岐点2 ～	管	216.3	8.2	STS410
⑭⑤⑭		非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器	エルボ	216.3	8.2	STS410

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
⑭⑤⑮	原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(D)出口配管分岐点2 ～ 非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器	ティー	216.3 / 216.3 / 216.3	8.2 / 8.2 / 8.2	STS410
⑭⑤⑯		レジューサ	216.3 / 139.8	8.2 / 6.6	STS410
⑭⑤⑰		管	139.8	6.6	STS410
⑭⑤⑱		エルボ	139.8	6.6	STS410
⑭⑤⑲		管	139.8	6.6	STS410
⑭⑤⑳	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	エルボ	139.8	6.6	STS42 STS410
⑭⑤㉑		レジューサ	216.3 / 139.8	8.2 / 6.6	STS410
⑭⑤㉒		ティー	216.3 / 216.3 / 216.3	8.2 / 8.2 / 8.2	STS410
⑭⑤㉓		管	216.3	8.2	STS410
⑭⑤㉔		エルボ	216.3	8.2	STS410

\*外径及び厚さは公称値(mm)を示す。

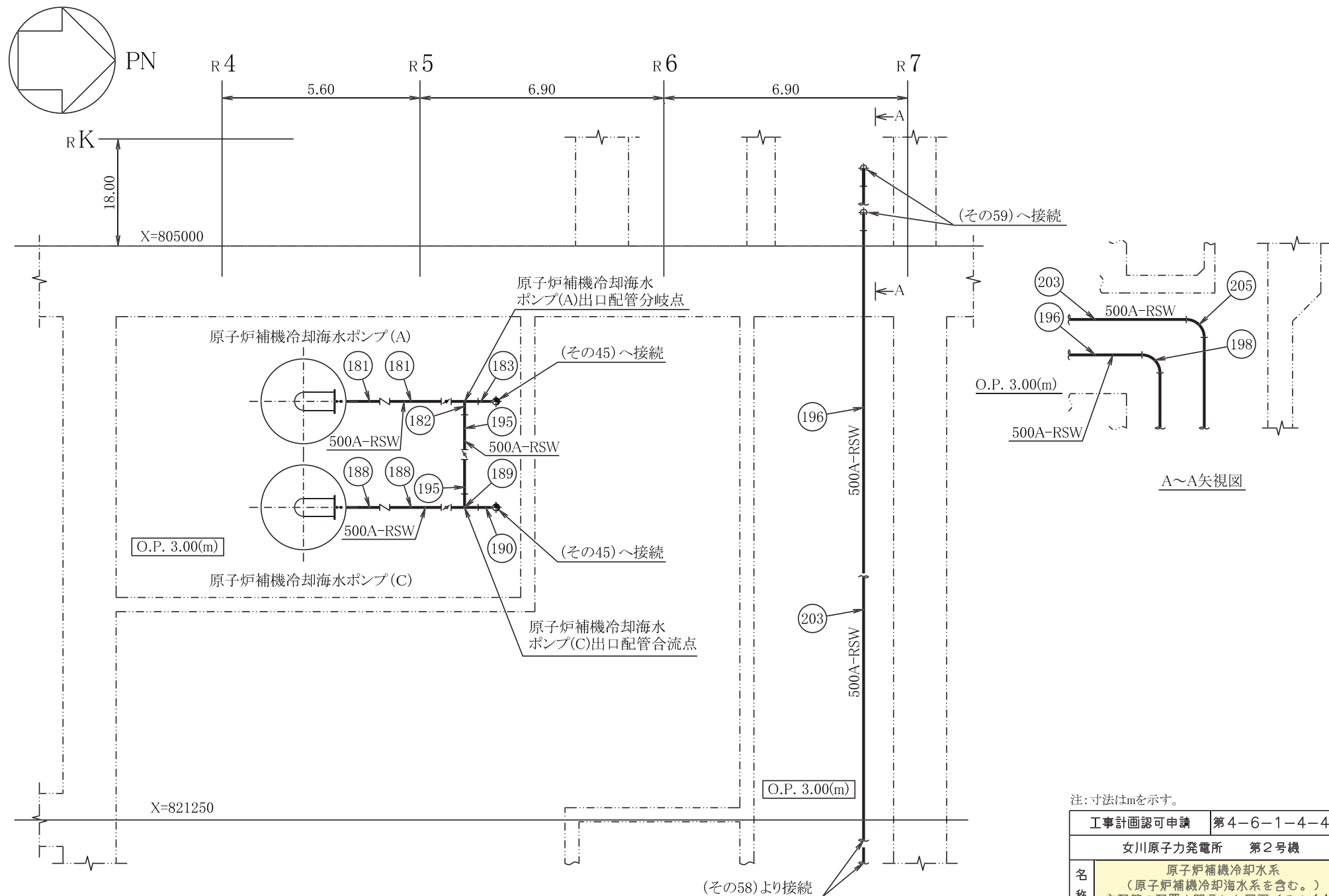
工事計画認可申請		第4-6-1-4-42図	
女川原子力発電所 第2号機			
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その42)		
東北電力株式会社			
RCW			1531

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
①65	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)清水冷却器	管	216.3	8.2	STS410
①66		エルボ	216.3	8.2	STS410
①67	非常用ディーゼル発電設備(B)清水冷却器 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(B),(D) 入口配管合流点2	管	216.3	8.2	STS410
①68		エルボ	216.3	8.2	STS410
①69		ティー	216.3	8.2	STS410
			216.3	8.2	
①70	ティー	267.4 / - / 267.4	9.3 / - / 9.3	STS410	
①71	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 入口配管合流点 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)	管	267.4	9.3	STS410
①72		ティー	267.4 / - / 165.2	9.3 / - / 7.1	STS410
①73		管	165.2	7.1	STS410
①74		エルボ	165.2	7.1	STS410

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
①75	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(B),(D) 入口配管合流点1	エルボ	165.2	7.1	STS410
①76		管	165.2	7.1	STS410
①77		ティー	267.4	9.3	STS410
			-	-	
①78		エルボ	165.2	7.1	STS410
			267.4	9.3	
①79		管	267.4	9.3	STS42 STS410
			267.4	9.3	
①80		ティー	267.4	9.3	STS410
			267.4	9.3	

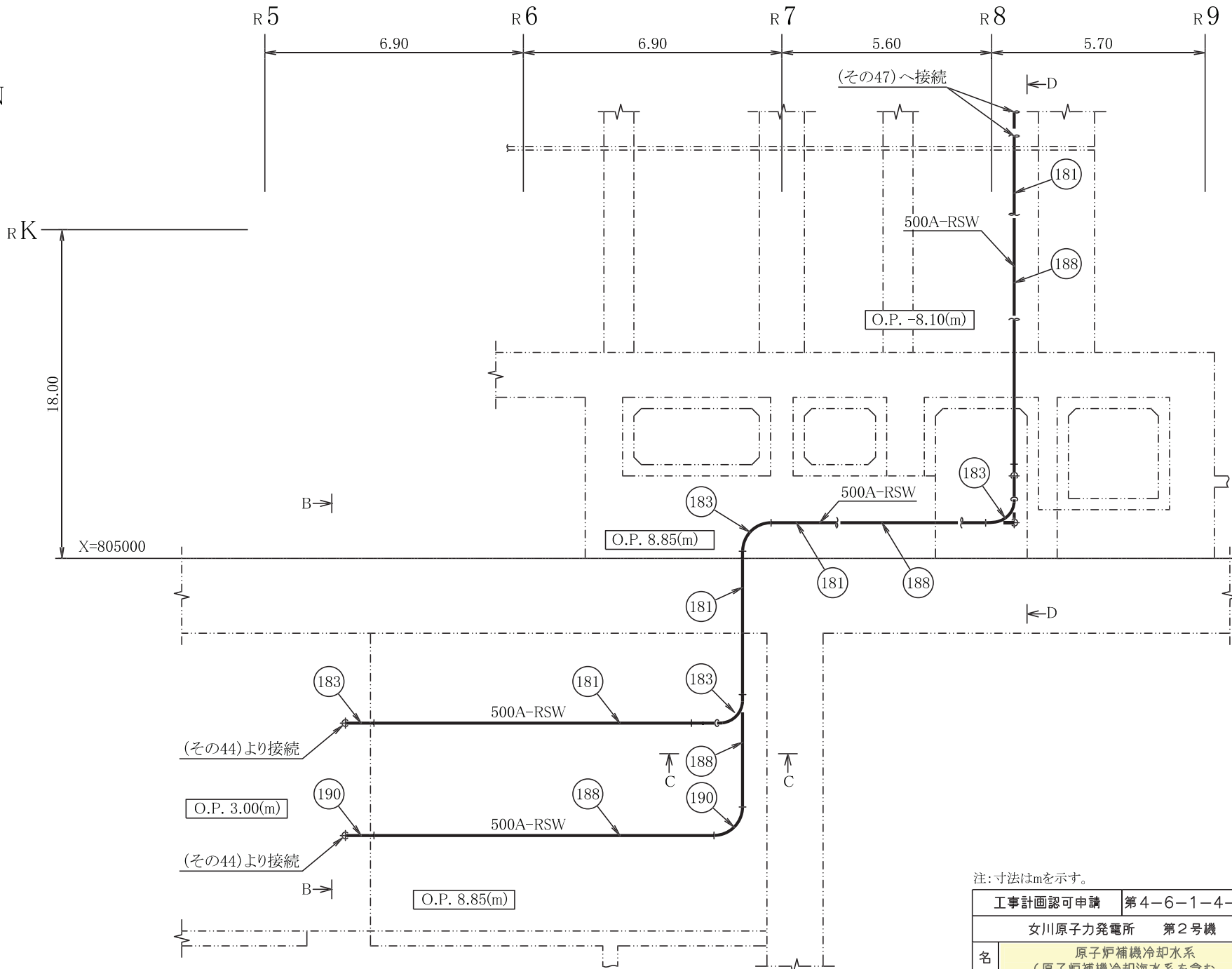
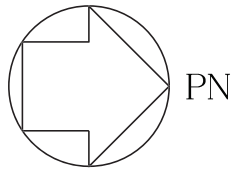
\*外径及び厚さは公称値(mm)を示す。

工事計画認可申請		第4-6-1-4-43図
女川原子力発電所 第2号機		
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その43)	
東北電力株式会社		
RCW		1531



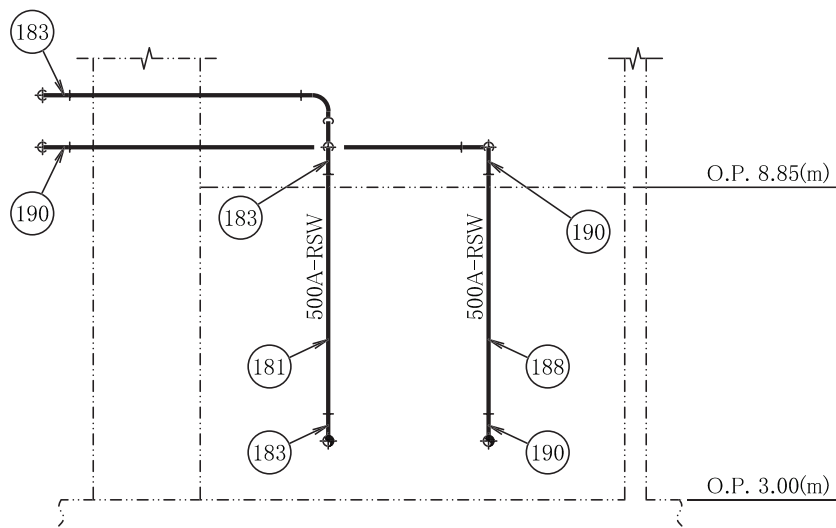
注: 寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-6-1-4-44図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その44)
東北電力株式会社	
RSW	1531

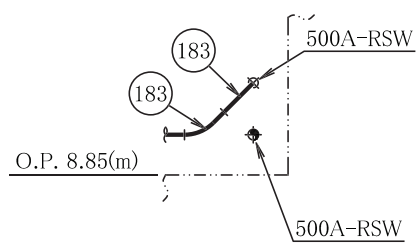


注: 寸法はmを示す。

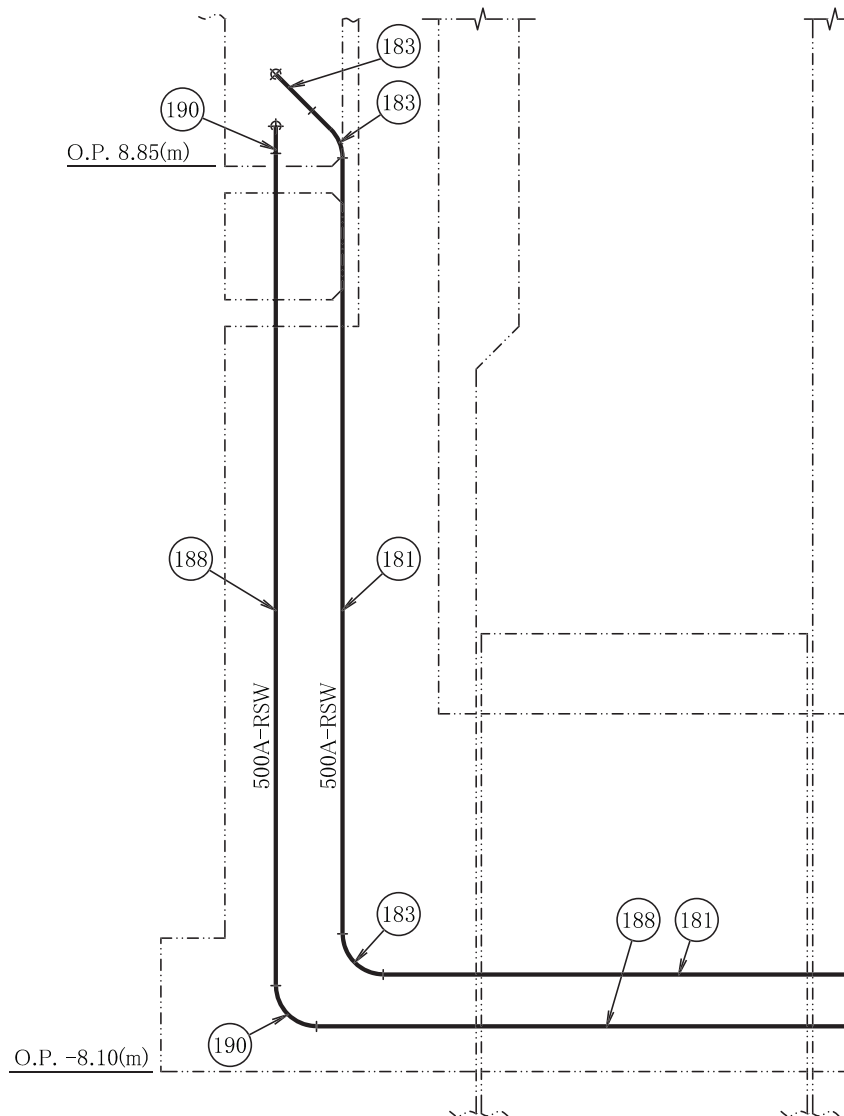
工事計画認可申請	第4-6-1-4-45図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その45)
東北電力株式会社	
RSW	1531



B~B矢视图



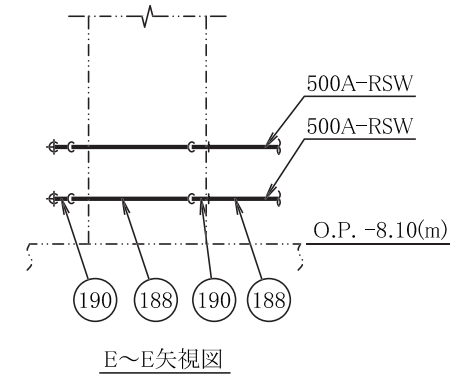
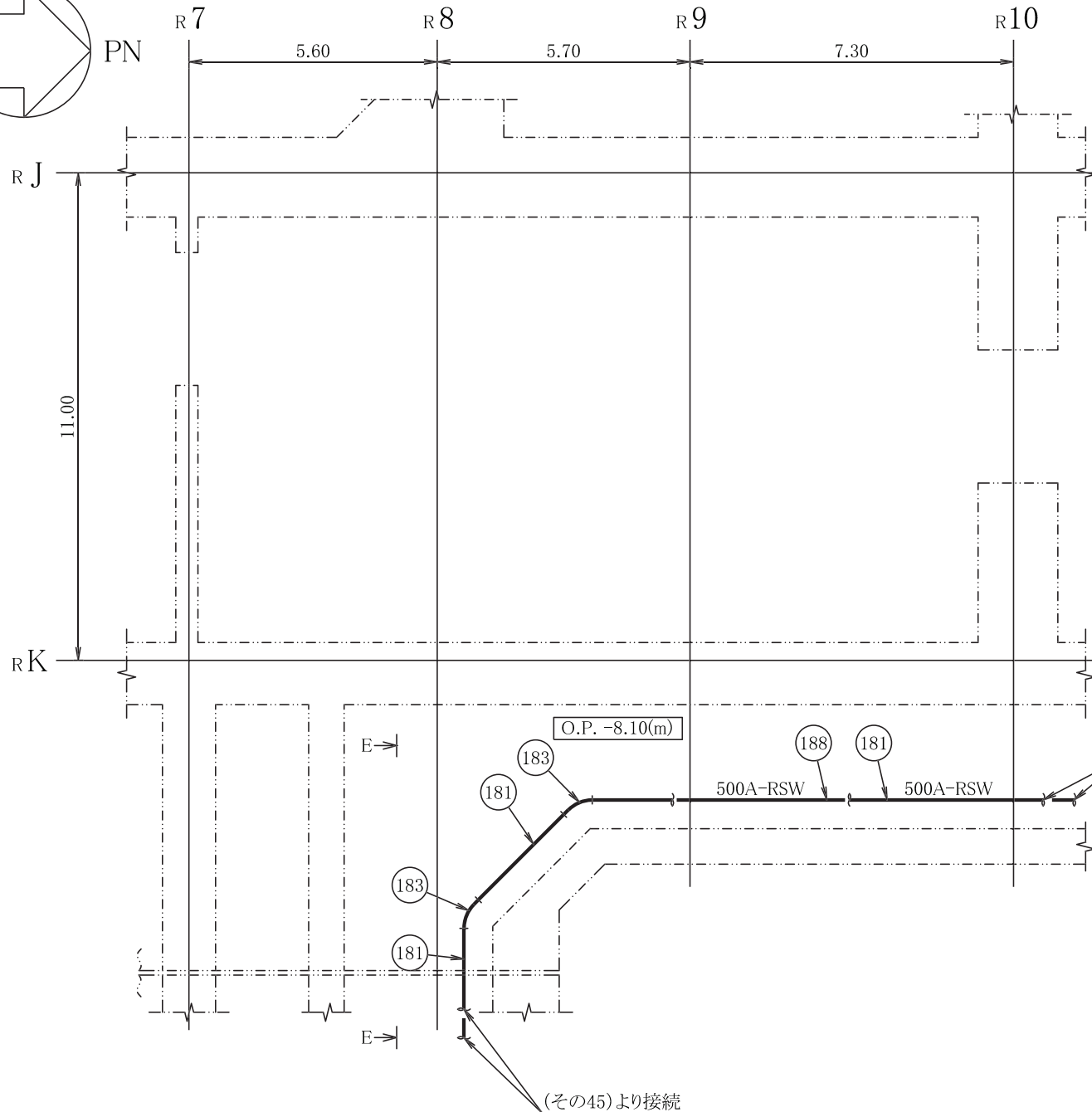
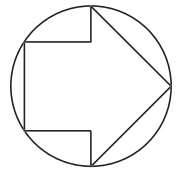
C~C矢视图



D~D矢视图

注: 寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-6-1-4-46図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その46)
東北電力株式会社	
RSW	1531



注: 寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-6-1-4-47図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 主配管の配置を明示した図面(その47)
東北電力株式会社	
RSW	1531