

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-04-0020_改1
提出年月日	2021年10月28日

工事計画に係る説明資料

原子炉冷却系統施設のうち

原子炉冷却材補給設備（3.7.2 補給水系）

（添付書類）

2021年10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-1-1-4-3-5 原子炉冷却材補給設備に係る設定根拠に関する説明書

VI-1-1-4-3-5-2 補給水系

VI-1-1-4-3-5-2-1 復水移送ポンプ

VI-1-1-4-3-5-2-2 復水貯蔵タンク

VI-1-1-4-3-5-2-3 補給水系 主配管

VI-6 図面

4. 原子炉冷却系統施設

4.5 原子炉冷却材補給設備

4.5.2 補給水系

第 4-5-2-1-1 図 【設計基準対象施設】補給水系系統図（補給水系その2）

第 4-5-2-3-1 図 補給水系 機器の配置を明示した図面（その1）

第 4-5-2-3-2 図 補給水系 機器の配置を明示した図面（その2）

第 4-5-2-3-3 図 補給水系 機器の配置を明示した図面（その3）

第 4-5-2-3-4 図 補給水系 機器の配置を明示した図面（その4）

第 4-5-2-4-1 図 補給水系 主配管の配置を明示した図面（その1）

第 4-5-2-4-2 図 補給水系 主配管の配置を明示した図面（その2）

第 4-5-2-4-3 図 補給水系 主配管の配置を明示した図面（その3）

第 4-5-2-4-4 図 補給水系 主配管の配置を明示した図面（その4）

第 4-5-2-4-5 図 補給水系 主配管の配置を明示した図面（その5）

第 4-5-2-4-6 図 補給水系 主配管の配置を明示した図面（その6）

第 4-5-2-4-7 図 補給水系 主配管の配置を明示した図面（その7）

VI-1-1-4-3-5-2-1 設定根拠に関する説明書
(補給水系 復水移送ポンプ)

名 称		復水移送ポンプ*
容 量	m ³ /h/個	□以上, □以上, □以上, □以上, □以上, □以上 (100)
揚 程	m	□以上, □以上, □以上, □以上, □以上, □以上 (85)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	45
個 数	—	3
<p>注記* : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 低圧代替注水系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 復水移送ポンプは、設計基準対象施設として復水貯蔵タンクに貯蔵されている復水を各使用系統先へ供給することを目的に設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。 復水移送ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプより、残留熱除去系配管等を介して、原子炉圧力容器へ注水することにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。 重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。 復水移送ポンプは、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、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプより、補給水系配管等を介して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。 重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。 復水移送ポンプは、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した 		

場合において炉心の著しい損傷を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるため、並びに炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、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、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプより、残留熱除去系配管等を介して、原子炉格納容器内ドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

またスプレイした水がドライウェル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を経由して原子炉格納容器下部へ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。

復水移送ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために設置する。

系統構成は、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプより、残留熱除去系配管等を介して、原子炉圧力容器へ注水することで熔融炉心を冷却できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

1.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの容量は、施設時と系統構成を含めて変わらないため、連続使用負荷と間欠使用負荷を考慮した復水移送ポンプ 1 個当たりの復水流量である m³/h/個を上回る容量として、 m³/h/個以上とする。

公称値については 100 m³/h/個とする。

1.2 重大事故等対処設備

重大事故等時における復水移送ポンプの使用時の値を以下に示す。

1.2.1 低圧代替注水系として使用する場合の容量 m³/h/個以上

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請添付書類十）のうち、事故シーケンスグループ（全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））及び格納容器破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において有効性が確認されている容量が復水移送ポンプ 1 個で最大 m³/h のため、 m³/h/個以上とする。

1.2.2 低圧代替注水系として使用する場合の容量 m³/h/個以上

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請添付書類十）のうち、事故シーケンスグループ（高圧・低圧注水機能喪失、LOCA 時注水機能喪失）において有効性が確認されている容量が復水移送ポンプ 2 個で最大 m³/h のため、1 個当たり m³/h 以上とする。

1.2.3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系として使用する場合の容量 m³/h/個以上
 重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請添付書類十）のうち、格納容器破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）及び高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱）において有効性が確認されている容量が復水移送ポンプ 2 個で m³/h のため、1 個当たり m³/h 以上とする。

1.2.4 原子炉格納容器下部注水系として使用する場合の容量 m³/h/個以上
 重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、格納容器破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）及び高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱）において、原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器下鏡部温度 300 °C 到達時）から原子炉圧力容器破損までの間にドライウェル床面から 0.02 m の高さまで水張り可能な注水流量として、1 個当たり m³/h 以上とする。

1.2.5 原子炉格納容器下部注水系として使用する場合の容量 m³/h/個以上
 重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、格納容器破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）及び高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱）において熔融炉心冷却時には、崩壊熱による蒸発量相当の注水流量として、1 個当たり m³/h 以上とする。

2. 揚程の設定根拠

2.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの揚程は、水源と注水先との圧力差、静水頭、機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭（ポンプ自動トリップレベルと復水使用設備の標高差）： m
- ③ 機器、配管及び弁類の圧力損失： m

合 計 m

上記より設計基準対象施設として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、 m を上回る m 以上とする。

公称値については 85 m とする。

2.2 重大事故等対処設備

重大事故等時における復水移送ポンプの使用時の値を以下に示す。

2.2.1 低圧代替注水系として復水移送ポンプ 1 個で原子炉圧力容器へ m³/h 注水する場合の揚程 m 以上

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、水源と注水先との圧力差、静水頭、機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭： m
- ③ 機器、配管及び弁類の圧力損失： m

合計 m

上記より、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、 m 以上とする。

2.2.2 低圧代替注水系として復水移送ポンプ 2 個で原子炉圧力容器へ m³/h 注水する場合の揚程 m 以上

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、水源と注水先との圧力差、静水頭、機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭： m
- ③ 機器、配管及び弁類の圧力損失： m

合計 m

上記より、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、 m 以上とする。

2.2.3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系として復水移送ポンプ 2 個で原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程 m 以上

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、水源と注水先との圧力差、静水頭、機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭： m
- ③ 機器、配管及び弁類の圧力損失： m

合計 m

上記より、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、 m 以上とする。

2.2.4 原子炉格納容器下部注水系として原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃到達時に復水移送ポンプ 1 個で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程 m 以上

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、水源と注水先との圧力差、静水頭、機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭： m
- ③ 機器、配管及び弁類の圧力損失： m

合計 m

上記より、重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、 m 以上とする。

2.2.5 原子炉格納容器下部注水系として復水移送ポンプ 1 個で熔融炉心を冷却する場合の揚程 m 以上

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、水源と注水先との圧力差、静水頭、機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭： m
- ③ 機器、配管及び弁類の圧力損失： m

合計 m

上記より、重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、 m 以上とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

3.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用圧力は、下記を考慮して決定する。

- ① 静水頭（復水貯蔵タンクオーバーフロー水位と本系統最下端の標高差）： m (MPa)
- ② 締切揚程： m (MPa)

上記より、復水移送ポンプの最高使用圧力は、①と②の合計 MPa を上回る 1.37 MPa とする。

3.2 重大事故等対処設備

重大事故等時における復水移送ポンプの使用時の値を以下に示す。

3.2.1 低圧代替注水系として使用する場合の最高使用圧力 1.37 MPa

復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時に使用する復水移送ポンプの使用方法、水源が設計基準対象施設の使用法、水源と同仕様であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37 MPa とする。

3.2.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系として使用する場合の最高使用圧力 1.37 MPa

復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時に使用する復水移送ポンプの使用方法、水源が設計基準対象施設の使用法、水源と同仕様であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37 MPa とする。

3.2.3 原子炉格納容器下部注水系として使用する場合の最高使用圧力 1.37 MPa
 復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する復水移送ポンプの使用圧力、水源が設計基準対象施設の使用圧力、水源と同仕様であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37 MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

4.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用温度は、復水貯蔵タンクの最高使用温度に合わせて 66 °C とする。

4.2 重大事故等対処設備

重大事故等時における復水移送ポンプの使用時の値を以下に示す。

4.2.1 低圧代替注水系として使用する場合の最高使用温度 66 °C

復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する復水移送ポンプの温度が設計基準対象施設の温度と同仕様であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66 °C とする。

4.2.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系として使用する場合の最高使用温度 66 °C

復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する復水移送ポンプの温度が設計基準対象施設の温度と同仕様であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66 °C とする。

4.2.3 原子炉格納容器下部注水系として使用する場合の最高使用温度 66 °C

復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する復水移送ポンプの温度が設計基準対象施設の温度と同仕様であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66 °C とする。

5. 原動機出力の設定根拠

5.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの原動機出力は、下記の式を用いて、容量及び揚程を考慮して決定する。

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

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

(引用文献：J I S B 0 1 3 1-2002 ターボポンプ用語)

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

ここで、

P : 軸動力 (kW/個)

P_w : 水動力 (kW/個)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s/個) = 100/3600

H : 揚程 (m) = 85
 η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{100}{3600}\right) \times 85}{\text{} / 100} = \text{} \text{ kW/個}$$

上記から，設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの原動機出力は必要軸動力を上回る 45 kW/個とする。

5.2 重大事故等対処設備

復水移送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，重大事故等時の容量及び揚程が最も高くなる低圧代替注水系において使用する場合の軸動力を基に設定する。

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

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

(引用文献：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/個)

P_w : 水動力 (kW/個)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s/個) = / 3600

H : 揚程 (m) =

η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

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

上記から，重大事故等対処設備として使用する場合の原動機出力は必要軸動力を上回る値として，設計基準対象施設と同仕様で設計し，45 kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

復水移送ポンプ（原動機含む）は，設計基準対象施設として復水貯蔵タンクに貯蔵されている復水を各使用系統へ供給するために必要な個数である 3 個を設置し，内 1 個を常時運転とする。

復水移送ポンプ（原動機含む）は，設計基準対象施設として 3 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-3-5-2-2 設定根拠に関する説明書
(補給水系 復水貯蔵タンク)

名	称	復水貯蔵タンク*
容	量	m ³ /個 (3000)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
個	数	1
<p>注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系，高圧代替注水系，原子炉隔離時冷却系，低圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，高圧代替注水系，低圧代替注水系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 復水貯蔵タンクは，設計基準対象施設として，原子炉隔離時における高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系へ供給する非常用水，プラント起動停止時及び通常運転時における各使用系統へ供給する常用水を貯蔵するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系）として使用する復水貯蔵タンクは，以下の機能を有する。 復水貯蔵タンクは，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は，高圧炉心スプレイ系ポンプにより復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。 重大事故等時に非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系）として使用する復水貯蔵タンクは，以下の機能を有する。 復水貯蔵タンクは，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は，高圧代替注水系タービンポンプにより復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。 重大事故等時に非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）として使用する復水貯蔵タンクは，以下の機能を有する。 復水貯蔵タンクは，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は，原子炉隔離時冷却系ポンプにより復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。 		

重大事故等時に非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）として使用する復水貯蔵タンクは、以下の機能を有する。

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

系統構成は、復水貯蔵タンクを水源として、直流駆動低圧注水系ポンプ及び復水移送ポンプにより原子炉圧力容器へ注水することにより、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する復水貯蔵タンクは、以下の機能を有する。

復水貯蔵タンクは、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、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、復水貯蔵タンクを水源として、復水移送ポンプにより原子炉格納容器下部へ注水することにより、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系）として使用する復水貯蔵タンクは、以下の機能を有する。

復水貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ炉心の著しい損傷を防止するために設置する。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

系統構成は、復水移送ポンプにより復水貯蔵タンクの水をドライウェル内にスプレイすることにより、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する復水貯蔵タンクは、以下の機能を有する。

復水貯蔵タンクは、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、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、復水貯蔵タンクを水源として、高圧代替注水系タービンポンプにより原子炉圧力容器へ注水することにより、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として以下の機能を有する。

復水貯蔵タンクは、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、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、復水貯蔵タンクを水源として、復水移送ポンプにより原子炉圧力容器へ注水することにより、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する復水貯蔵タンクの必要容量は、非常用水源（高圧炉心スプレイ系あるいは原子炉隔離時冷却系）に必要な水量 \square m³ を上回り、補給水系の復水移送ポンプ停止レベル以上である \square m³/個以上とする。

復水貯蔵タンクを重大事故等時において高圧炉心スプレイ系ポンプ、高圧代替注水系タービンポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び復水移送ポンプ（低圧代替注水系、原子炉格納容器下部注水系、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系）による炉心注入等の水源として使用する場合は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）で想定する事故シーケンスグループのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」において7日間で約3800 m³が確認されている。当該使用量は設計基準対象施設として使用する復水貯蔵タンクの実容量を上回るが、復水貯蔵タンクが枯渇（事象発生約10時間後）する前に、淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへ水の移送を行うことにより、復水貯蔵タンクが枯渇することはない。

以上により、復水貯蔵タンクを重大事故等時に使用する場合は設計基準対象施設として使用する場合の容量と同じ \square m³/個以上とする。

公称値については、要求される容量 \square m³/個を上回る3000 m³/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復水貯蔵タンクの最高使用圧力は、復水貯蔵タンクが開放型の容器であることから静水頭とする。

復水貯蔵タンクを重大事故等時において使用する場合は、復水貯蔵タンクが開放型の容器であることから、設計基準対象施設と同仕様で設計し、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復水貯蔵タンクの最高使用温度は、運転温度を上回る66℃とする。

復水貯蔵タンクを重大事故等時において使用する場合は、水源における淡水及び海水の温度が常温程度であるため、常温を上回る66℃とする。

4. 個数

復水貯蔵タンクは、設計基準対象施設として、原子炉隔離時における高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系へ供給する非常用水、プラント起動停止時及び通常運転時における各使用系統へ供給する常用水を貯蔵するために必要な個数である1個を**設置**する。

復水貯蔵タンクは、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-3-5-2-3 設定根拠に関する説明書
(補給水系 主配管)

名 称		復水貯蔵タンク ～ E22-F014	*
最高使用圧力	MPa	静水頭	
最高使用温度	℃	66	
外 径	mm	406.4	
<p>注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系，高圧代替注水系，原子炉隔離時冷却系，低圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，高圧代替注水系，低圧代替注水系）と兼用。</p>			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は，復水貯蔵タンクから E22-F014 を接続する配管であり，設計基準対象施設として，復水貯蔵タンクの復水を高圧炉心スプレイ系ポンプおよび原子炉隔離時冷却系ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては，高圧炉心スプレイ系，高圧代替注水系，原子炉隔離時冷却系，低圧代替注水系，原子炉格納容器下部注水系及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に復水貯蔵タンクの復水等を供給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，復水貯蔵タンクの最高使用圧力と同じ静水頭とする。</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復水貯蔵タンクの使用圧力と同じ静水頭とする。</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，復水貯蔵タンクの最高使用温度と同じ 66 ℃とする。</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復水貯蔵タンクの使用温度と同じ 66 ℃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高圧炉心スプレイ系ポンプの定格点Ⅱの流量と原子炉隔離時冷却系ポンプの定格流量との合計値を基に設定しており，重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプと原子炉隔離時冷却系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた基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 とする。</p>			

名 称	復水貯蔵タンク ～ 補給水系配管合流点	
最高使用圧力	MPa	静水頭, 1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	267.4

【設定根拠】

(概要)

本配管は、復水貯蔵タンクから補給水系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、復水貯蔵タンクを水源として、各建屋内および付帯設備等に設置される機器、タンク、配管および弁類に対し復水を供給するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 最高使用圧力 静水頭

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、復水貯蔵タンクの最高使用圧力と同じ静水頭とする。

1.2 最高使用圧力 1.37 MPa

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、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37 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、復水貯蔵タンクの最高使用温度と同じ66℃とする。

3. 外径の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本配管の外径は、容量が最大となる復水移送ポンプ3台運転時の流量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた基準流速を考慮し、267.4 mmとする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
267.4	15.1	250	0.04419	300	1.9	

注記*：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		*
		補給水系配管合流点 ～ 復水移送ポンプ
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	165.2, 216.3, 267.4
<p>注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，低圧代替注水系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は，補給水系配管合流点から復水移送ポンプ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，復水貯蔵タンクの復水等を復水移送ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 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，復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37 MPaとする。</p> <p style="padding-left: 2em;">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復水移送ポンプの使用圧力と同じ1.37 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，復水貯蔵タンクの最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p style="padding-left: 2em;">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復水貯蔵タンクの使用温度と同じ66℃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復水移送ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する復水移送ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の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基準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，165.2 mm，216.3 mm，267.4 mmとする。</p>		

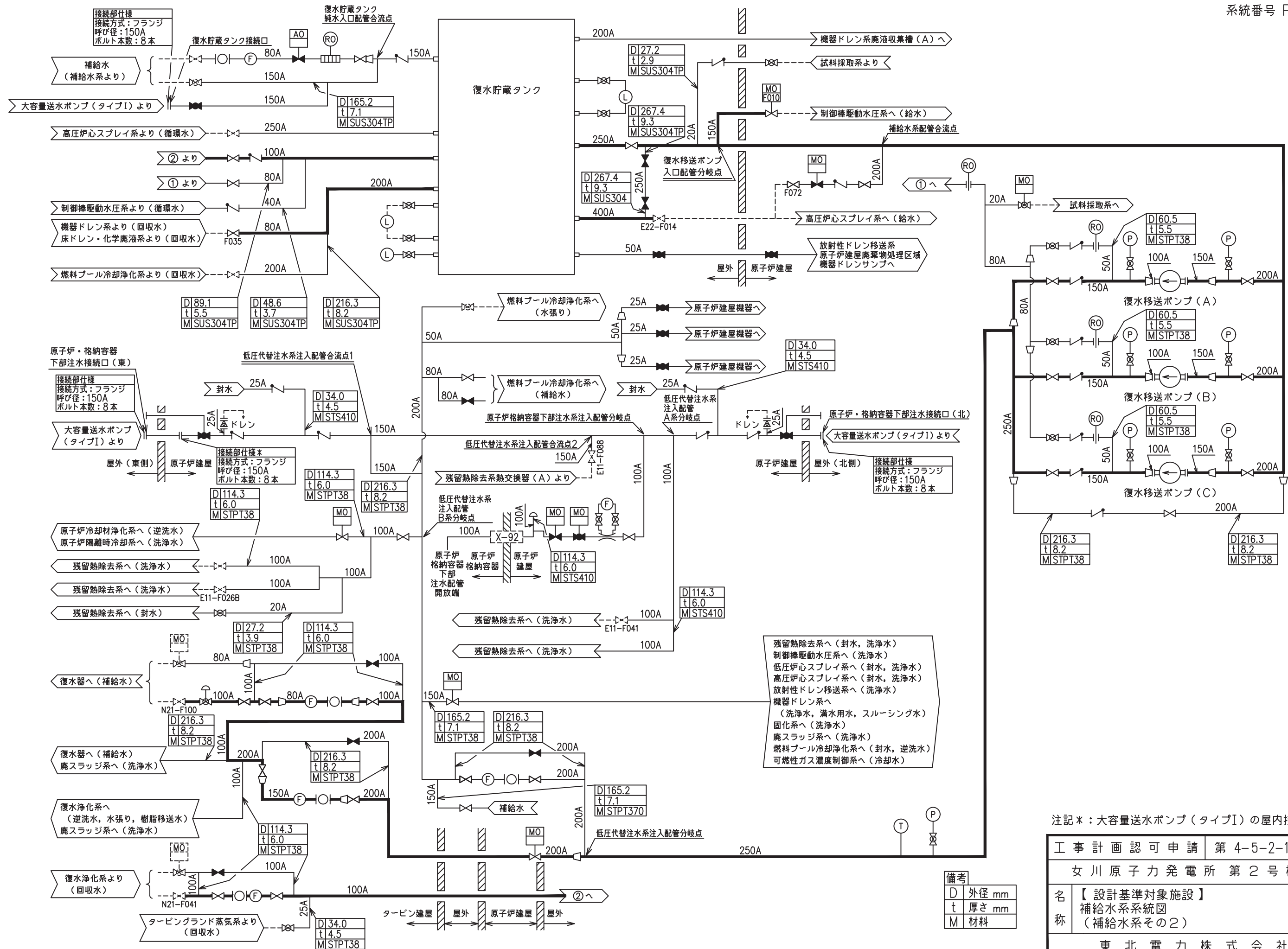
名 称		*1
		復水移送ポンプ ～ 低圧代替注水系注入配管分岐点
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3, 165.2, 216.3, 267.4
<p>注記*1：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，低圧代替注水系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は，復水移送ポンプから低圧代替注水系注入配管分岐点を接続する配管であり，設計基準対象施設として復水貯蔵タンクの復水を復水移送ポンプにより各建屋内および付帯設備等に設置される機器，タンク，配管および弁類に供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては，復水移送ポンプにより，低圧代替注水系，原子炉格納容器下部注水系及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に復水貯蔵タンクの復水等を供給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，復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37 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復水移送ポンプの使用圧力と同じ1.37 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，復水貯蔵タンクの最高使用温度と同じ66℃とする。</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復水貯蔵タンクの使用温度と同じ66℃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復水移送ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する復水移送ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の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基準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，165.2 mm，267.4 mmとする。</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，水源から淡水又は海水を供給するため，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，114.3 mm，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 ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	6.0	100	0.00822			
216.3	8.2	200	0.03138			

注記*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。

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

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



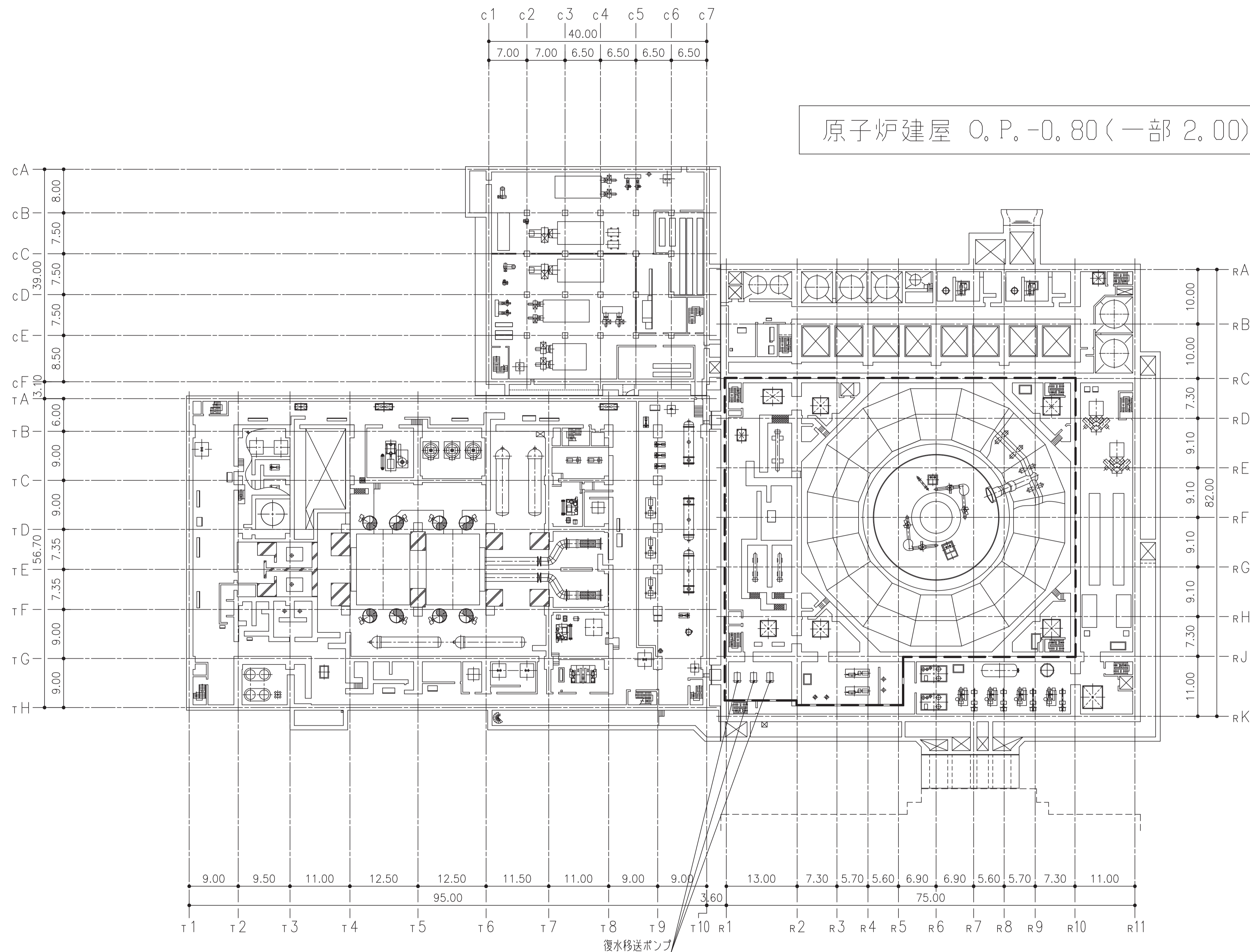
注記*: 大容量送水ポンプ (タイプI) の屋内接続用

工事計画認可申請	第4-5-2-1-1図
女川原子力発電所 第2号機	
名	【設計基準対象施設】
称	補給水系系統図 (補給水系その2)
東北電力株式会社	

備考	D 外径 mm
	t 厚さ mm
	M 材料

制御建屋 O. P. 1.50

原子炉建屋 O. P. -0.80 (一部 2.00)



タービン建屋 O. P. 0.80

海水ポンプ室

注：寸法はmを示す。

工事計画認可申請 第4-5-2-3-1図

女川原子力発電所 第2号機

名 補給水系
 称 機器の配置を明示した図面 (その1)

東北電力株式会社

[- -] 内原子炉建屋原子炉棟(二次格納施設)を示す。

軽油タンク室 (H) O.P. 6. 40

復水貯蔵タンク

原子炉建屋

復水貯蔵タンク O.P. 9. 50

軽油タンク室 O.P. 9. 50

注：寸法はmを示す。

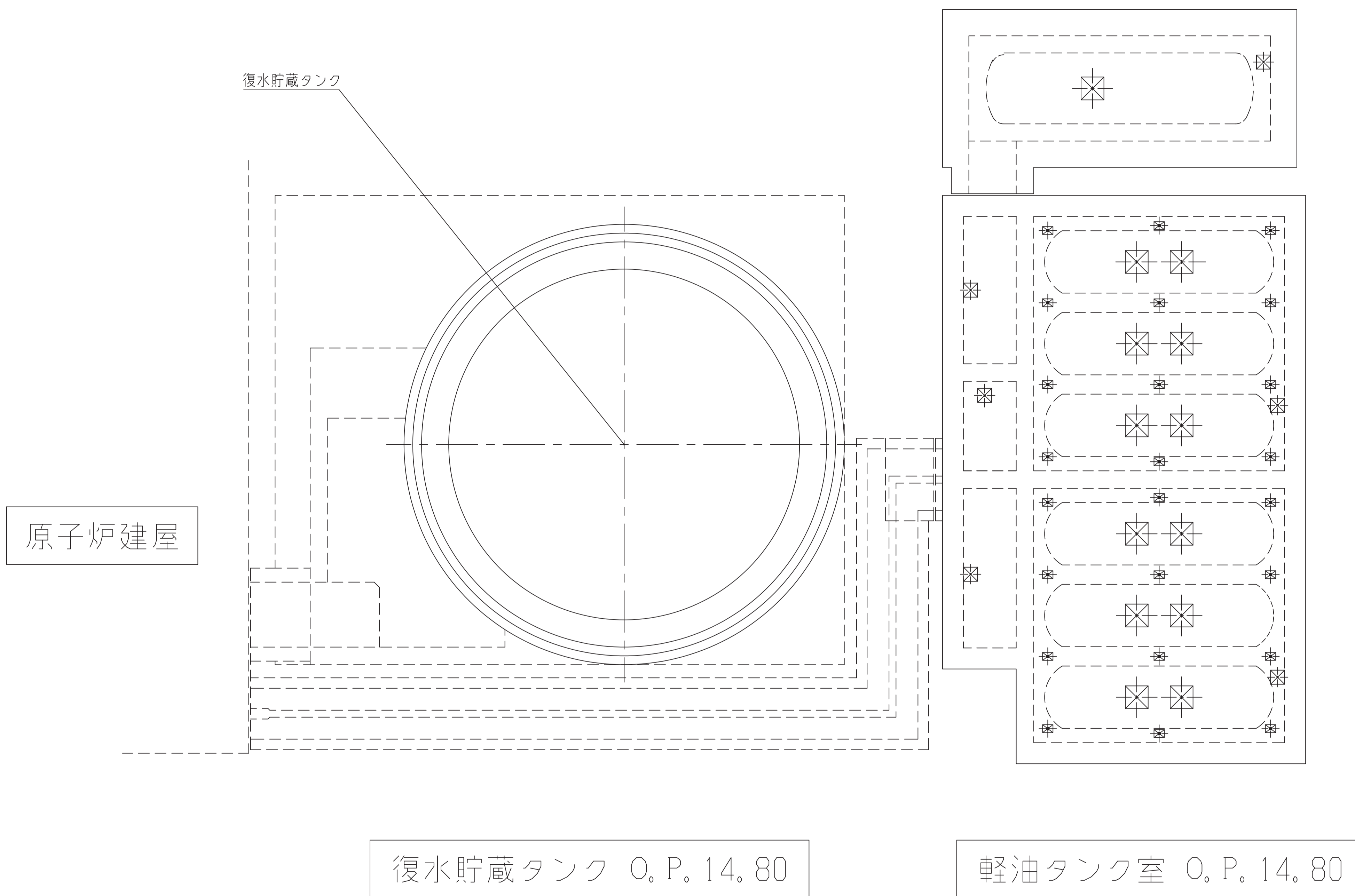
工事計画認可申請 第4-5-2-3-2図

女川原子力発電所 第2号機

名 補給水系
 称 機器の配置を明示した図面 (その2)

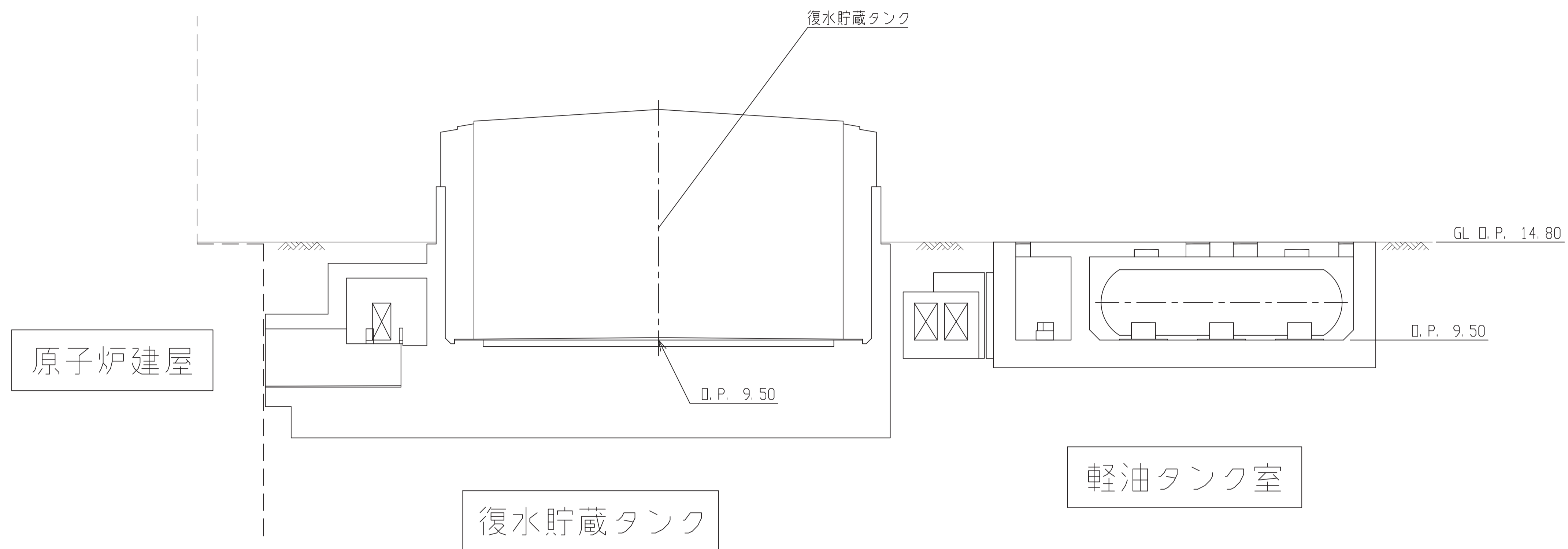
東北電力株式会社

軽油タンク室 (H) O. P. 14. 80

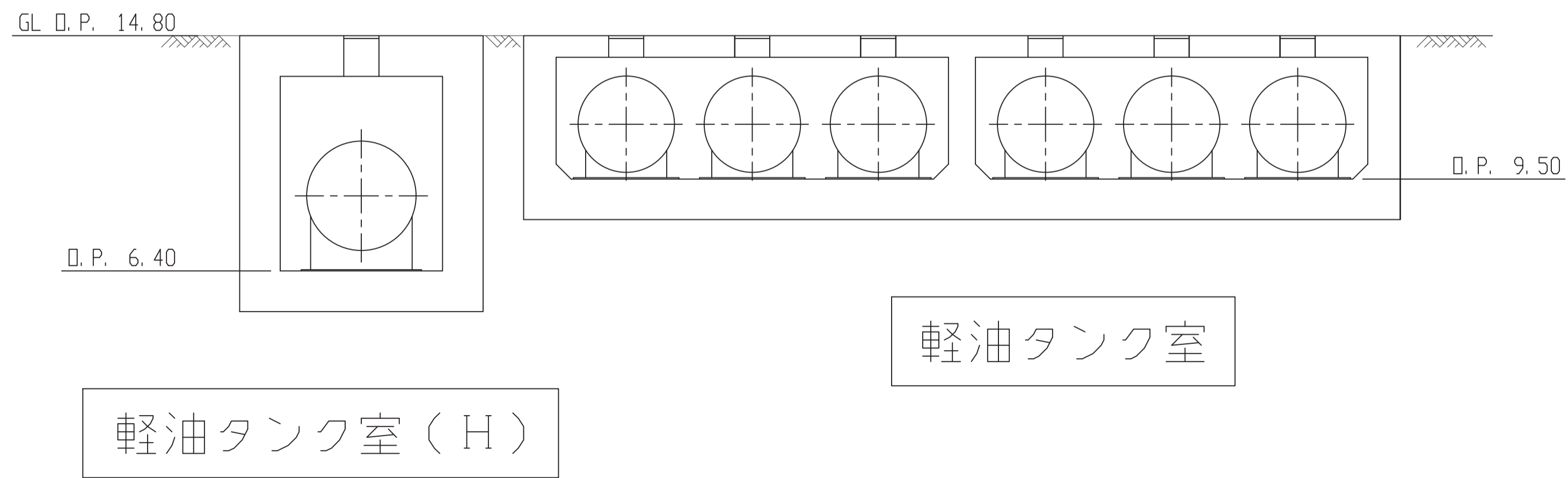


注：寸法はmを示す。

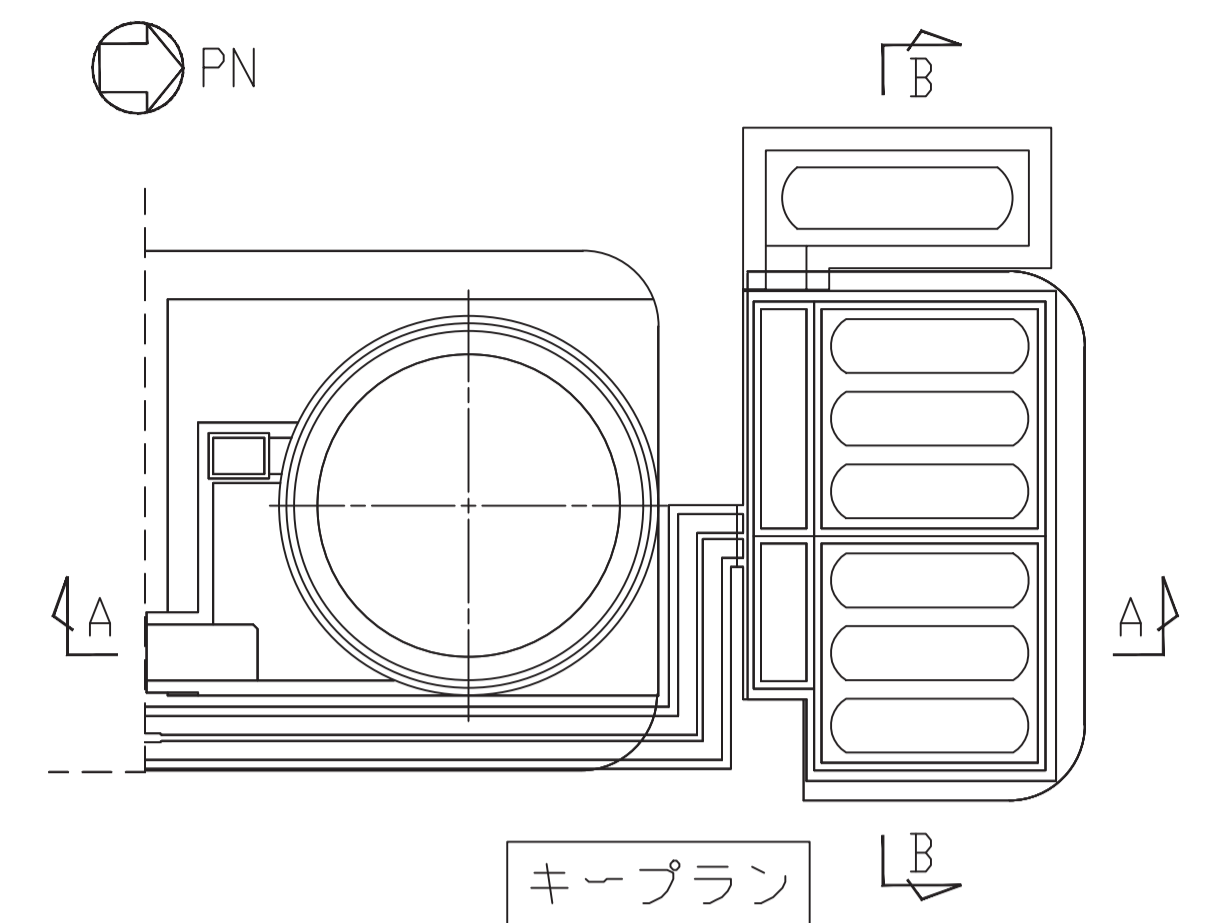
工事計画認可申請	第4-5-2-3-3図
女川原子力発電所	第2号機
名	補給水系
称	機器の配置を明示した図面 (その3)
東北電力株式会社	



A-A断面図

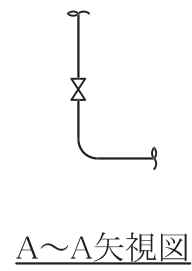
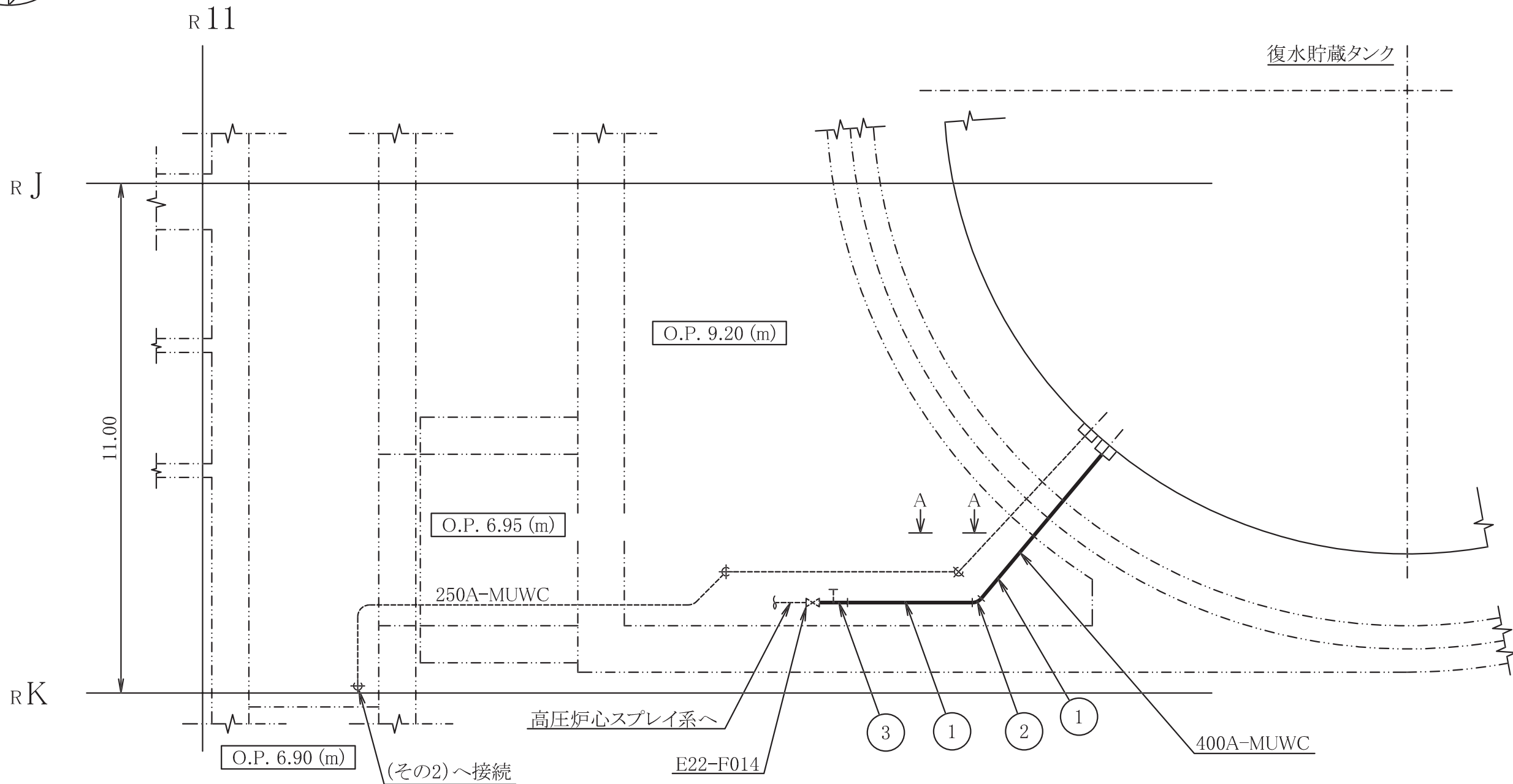
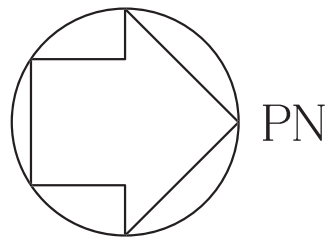


B-B断面図



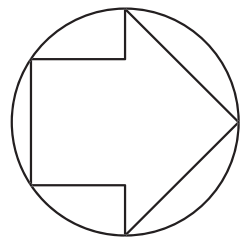
注：寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-5-2-3-4図
女川原子力発電所	第2号機
名	補給水系
称	機器の配置を明示した図面(その4)
東北電力株式会社	



- 注1: 復水貯蔵タンク~E22-F014は非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(高圧炉心スプレイ系, 高圧代替注水系, 原子炉隔離時冷却系, 低圧代替注水系)及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 高圧代替注水系, 低圧代替注水系)と兼用。
- 注2: 補給水系配管合流点~復水移送ポンプは非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧代替注水系)及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 低圧代替注水系)と兼用。
- 注3: 復水移送ポンプ~低圧代替注水系注入配管分岐点は非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧代替注水系)及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 低圧代替注水系)と兼用。
- 注4: 寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-5-2-4-1図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	補給水系 主管管の配置を明示した図面(その1)
東北電力株式会社	
MUWC	1520



PN

R 8

R 9

R 10

R 11

5.70

7.30

11.00

(その1)より接続

RK

"a"へ接続

4

O.P. 2.70 (m)

250A-MUWC

R 4

R 5

R 6

R 7

R 8

5.60

6.90

6.90

5.60

RK

(その3)へ接続

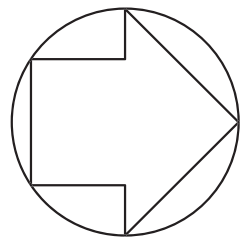
O.P. 2.70 (m)

250A-MUWC

"a"より接続

注: 寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-5-2-4-2図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	補給水系 主配管の配置を明示した図面(その2)
東北電力株式会社	
MUWC	1X06



PN

R 1

R 2

R 3

R 4

13.00

7.30

5.70

R J

11.00

R K

(その4)へ接続

O.P. 3.40 (m)

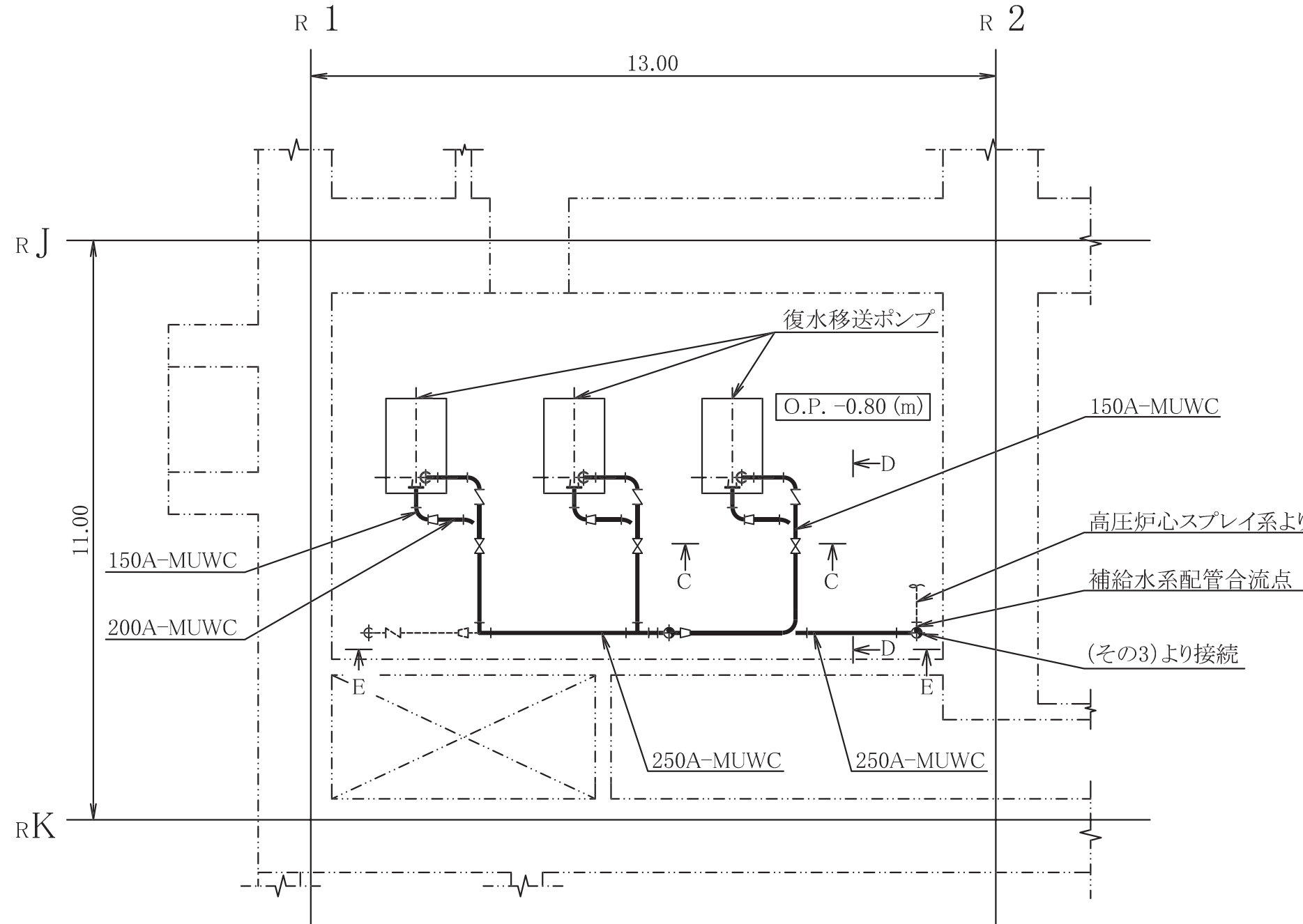
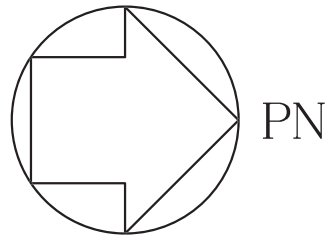
O.P. 2.70 (m)

250A-MUWC

(その2)より接続

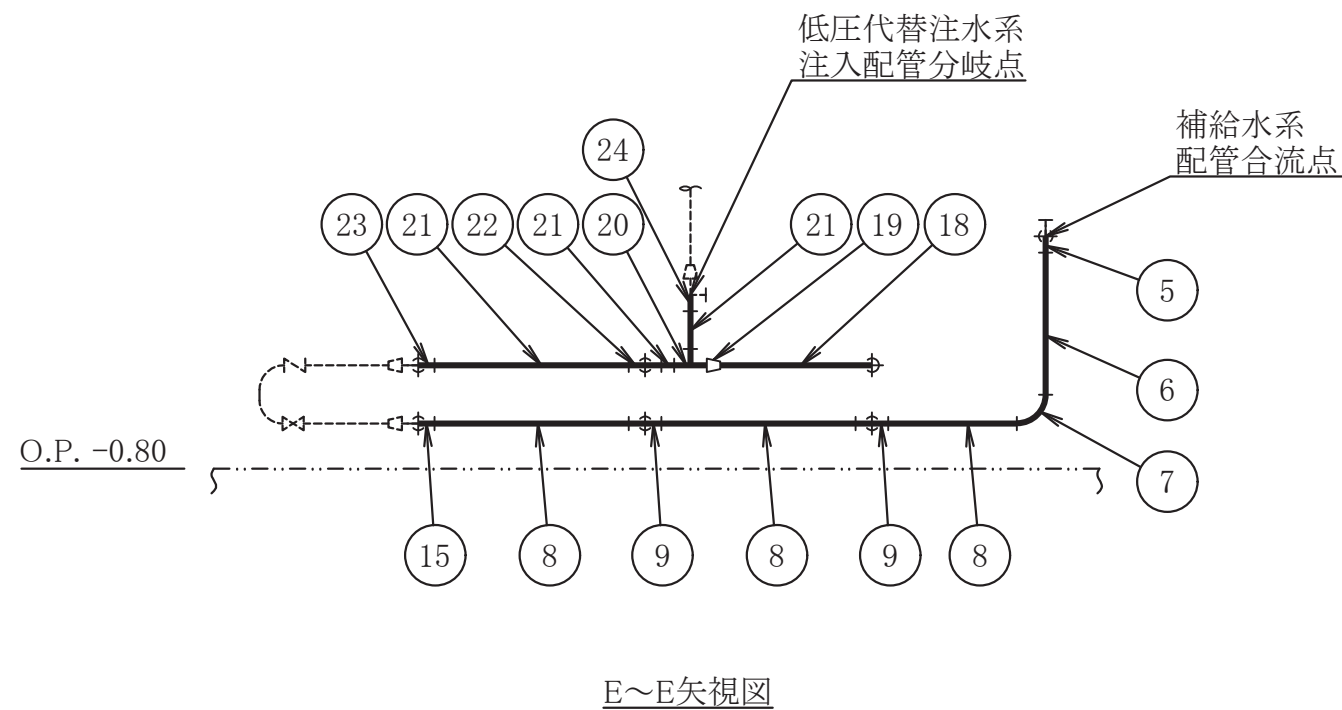
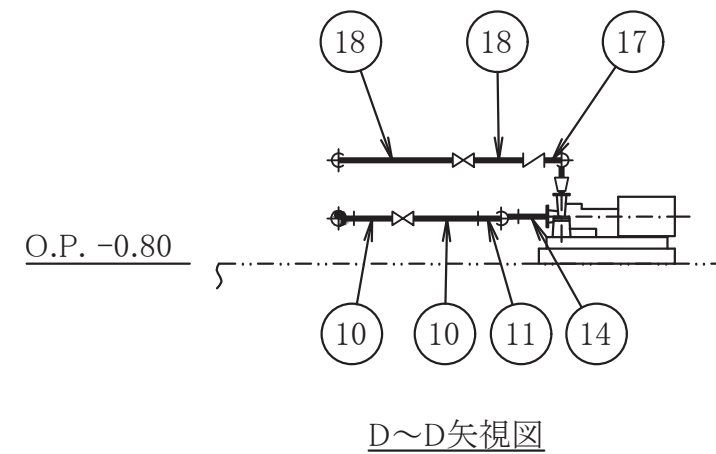
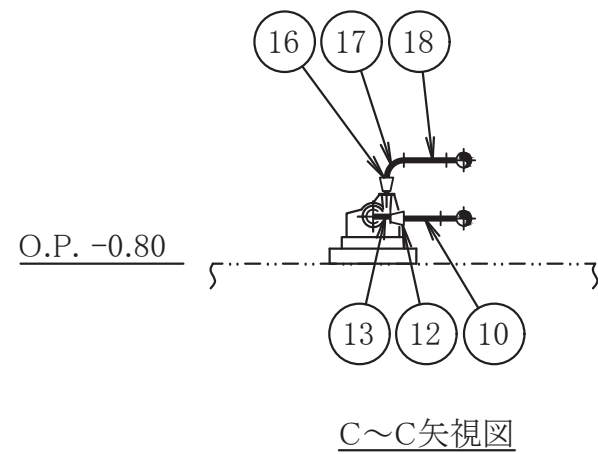
注: 寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-5-2-4-3図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	補給水系 主配管の配置を明示した図面(その3)
東北電力株式会社	
MUWC	1X06



- 注1: 復水貯蔵タンク～E22-F014は非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(高圧炉心スプレイ系, 高圧代替注水系, 原子炉隔離時冷却系, 低圧代替注水系)及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 高圧代替注水系, 低圧代替注水系)と兼用。
- 注2: 補給水系配管合流点～復水移送ポンプは非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧代替注水系)及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 低圧代替注水系)と兼用。
- 注3: 復水移送ポンプ～低圧代替注水系注入配管分岐点は非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧代替注水系)及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 低圧代替注水系)と兼用。
- 注4: 寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-5-2-4-4図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	補給水系 主配管の配置を明示した図面(その4)
東北電力株式会社	
MUWC	1520



- 注1: 復水貯蔵タンク~E22-F014は非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(高压炉心スプレイ系, 高压代替注水系, 原子炉隔離時冷却系, 低压代替注水系)及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 高压代替注水系, 低压代替注水系)と兼用。
- 注2: 補給水系配管合流点~復水移送ポンプは非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低压代替注水系)及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 低压代替注水系)と兼用。
- 注3: 復水移送ポンプ~低压代替注水系注入配管分岐点は非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低压代替注水系)及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 低压代替注水系)と兼用。
- 注4: 寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-5-2-4-5図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	補給水系 主配管の配置を明示した図面(その5)
東北電力株式会社	
MUWC	1X04

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
①	復水貯蔵タンク ～ E22-F014	管	406.4	9.5	SUS304
②		エルボ	406.4	9.5	SUS304
③		ティー	406.4 / 406.4 / —	9.5 / 9.5 / —	SUS304
④	復水貯蔵タンク ～ 補給水系配管合流点	管	267.4	15.1	SUSF304
⑤	補給水系配管合流点 ～ 復水移送ポンプ	ティー	267.4 / 267.4 / 216.3	9.3 / 9.3 / 8.2	STS410
⑥		管	267.4	9.3	STS410
⑦		エルボ	267.4	9.3	STS410
⑧		管	267.4	9.3	STPT38

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
⑨	補給水系配管合流点 ～ 復水移送ポンプ	ティー	267.4 / 267.4 / 216.3	9.3 / 9.3 / 8.2	STPT370
⑩		管	216.3	8.2	STPT38
⑪		エルボ	216.3	8.2	STPT38
⑫		レジューサ	216.3 / 165.2	8.2 / 7.1	STPT370
⑬		エルボ	165.2	7.1	STPT370
⑭		管	165.2	7.1	STPT370
⑮		ティー	267.4 / — / 216.3	9.3 / — / 8.2	STPT370

*外径及び厚さは公称値(mm)を示す。

工事計画認可申請	第4-5-2-4-6図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	補給水系 主配管の配置を明示した図面(その6)
東北電力株式会社	
MUWC	1X04

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
⑬	復水移送ポンプ ～ 低圧代替注水系 注入配管分岐点	レギュレーサ	165.2 / 114.3	7.1 / 6.0	STPT370
⑭		エルボ	165.2	7.1	STPT370
⑮		管	165.2	7.1	STPT38 STPT370
⑯		レギュレーサ	267.4 / 165.2	9.3 / 7.1	STPT370
⑰		ティー	267.4 / 267.4 / 267.4	9.3 / 9.3 / 9.3	STPT370
⑱		管	267.4	9.3	STPT38 STPT370
㉑		ティー	267.4 / 267.4 / 165.2	9.3 / 9.3 / 7.1	STPT370

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
㉒	復水移送ポンプ ～ 低圧代替注水系 注入配管分岐点	ティー	267.4 / — / 165.2	9.3 / — / 7.1	STPT370
㉓		ティー	267.4 / — / 216.3	9.3 / — / 8.2	STPT370

*外径及び厚さは公称値(mm)を示す。

第 4-5-2-4-1~7 図 補給水系 主配管の配置を明示した図面別紙

工事計画記載の公称値の許容範囲

[主配管]

管 NO. 4*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根拠
外径	267.4		【プラス側公差】 製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準値 【マイナス側公差】 製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準値
厚さ	15.1		同上

管 NO. 5* 管継手 (ティー)

主要寸法 (mm)		許容範囲	根拠
外径	267.4	+4.0mm -3.2mm	【プラス側公差】 J I S B 2 3 1 2 による材料公差 【マイナス側公差】 J I S B 2 3 1 2 による材料公差
	216.3	+2.4mm -1.6mm	同上
厚さ	9.3	+規定しない -12.5%	同上
	8.2	+規定しない -12.5%	同上

管 NO. 6*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根拠
外径	267.4	±0.8%	J I S G 3 4 5 5 による材料公差
厚さ	9.3	±12.5%	同上

[主配管 (続き)]

管NO. 7* 管継手 (エルボ)

主要寸法 (mm)		許容範囲	根拠
外径	267.4	+4.0mm -3.2mm	【プラス側公差】 J I S B 2 3 1 2による材料公差 【マイナス側公差】 J I S B 2 3 1 2による材料公差
厚さ	9.3	+規定しない -12.5%	同上

注：主要寸法は、工事計画記載の公称値。

注記*：主配管の配置を明示した図面の管NO.を示す。