

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-工-B-04-0007_改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

残留熱除去設備（3.5.1 残留熱除去系）

（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-1-1-4-3-3 残留熱除去設備に係る設定根拠に関する説明書

VI-1-1-4-3-3-1 残留熱除去系

VI-1-1-4-3-3-1-1 残留熱除去系熱交換器

VI-1-1-4-3-3-1-2 残留熱除去系ポンプ

VI-1-1-4-3-3-1-3 残留熱除去系ストレーナ

VI-1-1-4-3-3-1-4 残留熱除去系 安全弁及び逃がし弁（常設）

VI-1-1-4-3-3-1-5 残留熱除去系 主要弁（常設）

VI-1-1-4-3-3-1-6 残留熱除去系 主配管（常設）

VI-6 図面

4. 原子炉冷却系統施設

4.3 残留熱除去設備

4.3.1 残留熱除去系

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

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

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

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

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

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

第 4-3-1-3-1 図 E11-F048A, B 構造図

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

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

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

(3) サプレッションプール水冷却モード

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系)として使用する残留熱除去系熱交換器(A)は以下の機能を有する。

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

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

するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した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（代替循環冷却系）として使用する残留熱除去系熱交換器(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(A)は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備のうち、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備、並びに炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、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必要な重大事故等対処設備及び熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための設備として設置する。

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

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））として使用する残留熱除去系熱交換器(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(A)は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

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

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））として使用する残留熱除去系熱交換器(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(A)は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(A)により残留熱除去系熱交換器(A)を経由して冷却することで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

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

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

表 1-1 残留熱除去系熱交換器(A)に対する必要伝熱面積

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

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

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

公称値については、 8.84 MW/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 管側の最高使用圧力 3.73 MPa

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

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

2.2 胴側の最高使用圧力 1.18 MPa

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

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

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 管側の最高使用温度 186 °C

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

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

3.2 胴側の最高使用温度 70 °C

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

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

4. 伝熱面積の設定根拠

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

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

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

5. 個数の設定根拠

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

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

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

(3) サプレッションプール水冷却モード

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

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

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

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

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

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

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

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

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード))として使用する残留熱除去系熱交換器(B)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(B)は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

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

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(残留熱除去系(サプレッションプール水冷却モード))として使用する残留熱除去系熱交換器(B)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(B)は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(B)により残留熱除去系熱交換器(B)を経由して冷却することで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

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

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

表 1-2 残留熱除去系熱交換器(B)に対する必要伝熱面積

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

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

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

公称値については、 8.84 MW/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 管側の最高使用圧力 3.73 MPa

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

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

2.2 胴側の最高使用圧力 1.18 MPa

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

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

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 管側の最高使用温度 186 °C

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

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

3.2 胴側の最高使用温度 70 °C

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

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

4. 伝熱面積の設定根拠

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

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

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

5. 個数の設定根拠

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

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

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

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

(3) サプレッションプール水冷却モード

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

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

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

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

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

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)として使用する残留熱除去系ポンプ(A), (B)は以下の機能を有する。

残留熱除去系ポンプ(A), (B)は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

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

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(残留熱除去系(サプレッションプール水冷却モード)として使用する残留熱除去系ポンプ(A), (B)は以下の機能を有する。

残留熱除去系ポンプ(A), (B)は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(A), (B)により及び残留熱除去系熱交換器(A), (B)を経由して冷却することで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

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

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

公称値については, 1160 m³/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠

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

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

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

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

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

公称値については, 要求される揚程を上回る 105 m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

3.1 吸込側の最高使用圧力 1.37 MPa

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

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

3.2 吐出側の最高使用圧力 3.73 MPa

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

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

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

残留熱除去系ポンプ(A), (B)を重大事故等時において使用する場合は, 設計基準対

象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.73 MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

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

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

5. 原動機出力の設定根拠

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

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

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

(引用文献：J I S B 0 1 3 1-2002 ターボポンプ用語)

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

ここで、

P : 軸動力 (kW/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) = 1160/3600

H : 揚程 (m) = 105

η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

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

$$\div \text{ kW/個}$$

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

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

6. 個数の設定根拠

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

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

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

注記* : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (残留熱除去系) と兼用。

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

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

・重大事故等対処設備

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

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

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

1. 容量の設定根拠

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

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

公称値については、□ 1160 m³/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠

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

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

① 原子炉圧力容器とサブプレッションチェンバ内圧の差 : □ m

② 静水頭 (低圧注水ノズルとサブプレッションチェンバ水位低の標高差) : □ m

③ 配管・機器圧力損失 : □ m

上記より、残留熱除去系ポンプ(C)の揚程は、①～③の合計 m 以上とする。

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

公称値については、要求される揚程を上回る 105 m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

3.1 吸込側の最高使用圧力 1.37 MPa

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

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

3.2 吐出側の最高使用圧力 3.73 MPa

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

① 水源圧力（設計基準事故時のサブプレッションチェンバ圧力）： MPa

② 静水頭（サブプレッションチェンバ水位高とポンプ吸込ノズルの標高差）： m (≒ MPa)

③ 締切揚程： m (≒ MPa)

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

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

4. 最高使用温度の設定根拠

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

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

5. 原動機出力の設定根拠

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

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

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

(引用文献：J I S B 0 1 3 1-2002 ターボポンプ用語)

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

ここで、

P : 軸動力 (kW/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) = 1160/3600

H : 揚程 (m) = 105

η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

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

= kW/個

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

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

6. 個数の設定根拠

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

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

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

名 称		残留熱除去系ストレーナ(A)*
容 量	m ³ /h/組	□以上 (1160)
最高使用圧力	kPa	— [427, 854]
最高使用温度	℃	104, 200
個 数	—	2
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。		
【設定根拠】 （概要） ・設計基準対象施設 残留熱除去系ストレーナ(A)は，設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバ内の異物による残留熱除去系ポンプ(A)，残留熱除去系熱交換器(A)，ドライウェルスプレイ管及びサブプレッションチェンバスプレイ管等下流の系統内機器の機能低下を防止することを目的に設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）として使用する残留熱除去系ストレーナ(A)は以下の機能を有する。 残留熱除去系ストレーナ(A)は，設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。）を防止するため，最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。 系統構成は，サブプレッションチェンバを水源とし，残留熱除去系ストレーナ(A)で異物をろ過し，残留熱除去系ポンプ(A)及び残留熱除去系熱交換器(A)を介して冷却されたサブプレッションチェンバのプール水をドライウェルスプレイ管及びサブプレッションチェンバスプレイ管から原子炉格納容器内へスプレイすることにより原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。）を防止するため，最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。 系統構成は，サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ストレーナ(A)で異物をろ過し，残留熱除去系ポンプ(A)及び残留熱除去系熱交換器(A)を介してサブプレッションチェンバのプール水を冷却することにより，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。）を防止するため，最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系）として使用する残留熱除去系ストレーナ(A)は以下の機能を有する。 残留熱除去系ストレーナ(A)は，原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備として，炉心の著しい損傷及び溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却するために設置する。 系統構成は，サブプレッションチェンバを水源とし，残留熱除去系ストレーナ(A)で異物をろ過し，代替循環冷却ポンプにより残留熱除去系熱交換器(A)，残留熱除去系配管等を介してサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器に注水することで，原子炉格納容器の破損を防		

止できる設計とする。

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

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

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

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する残留熱除去系ストレーナ(A)は以下の機能を有する。

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

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナ(A)で異物をろ過し、代替循環冷却ポンプにより、残留熱除去系配管等を介して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）として使用する残留熱除去系ストレーナ(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ(A)は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備のうち、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備、並びに炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための設備として設置する。

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

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））として使用する残留熱除去系ストレーナ(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ(A)は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナ(A)で異物をろ過

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

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード))として使用する残留熱除去系ストレーナ(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ(A)は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ストレーナ(A)で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ(A)及び残留熱除去系熱交換器(A)を介して冷却することにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

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

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

公称値については 1160 m³/h/組とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

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

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

3. 最高使用温度の設定根拠

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

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

4. 個数の設定根拠

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

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

名 称		残留熱除去系ストレーナ(B)*
容 量	m ³ /h/組	□以上 (1160)
最高使用圧力	kPa	— [427, 854]
最高使用温度	℃	104, 200
個 数	—	2
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器ス プレイ冷却モード），残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。		
【設定根拠】 （概要） ・設計基準対象施設 残留熱除去系ストレーナ(B)は、設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバ内の異物 による残留熱除去系ポンプ(B)、残留熱除去系熱交換器(B)、ドライウェルスプレイ管及びサブ プレッションチェンバプレイ管等下流の系統内機器の機能低下を防止することを目的に設置す る。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）として使用する 残留熱除去系ストレーナ(B)は以下の機能を有する。 残留熱除去系ストレーナ(B)は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送 する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい 損傷が発生する前に生じるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するた めに設置する。 系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナ(B)で異物をろ過 し、残留熱除去系ポンプ(B)及び残留熱除去系熱交換器(B)を介して冷却されたサブプレッショ ンチェンバのプール水をドライウェルスプレイ管及びサブプレッションチェンバプレイ管から原 子炉格納容器内へスプレイすることにより原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生す る前に生じるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。 系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ストレーナ(B)で異物をろ過 し、残留熱除去系ポンプ(B)及び残留熱除去系熱交換器(B)を介してサブプレッションチェンバの プール水を冷却することにより、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい 損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送でき る設計とする。 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留 熱除去系）として使用する残留熱除去系ストレーナ(B)は以下の機能を有する。 残留熱除去系ストレーナ(B)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基 準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷 及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナ(B)で異物をろ過 し、残留熱除去系ポンプ(B)により残留熱除去系配管を介してサブプレッションチェンバのプー ル水を原子炉圧力容器内に注水することで、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止 できる設計とする。		

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））として使用する残留熱除去系ストレーナ（B）は以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ（B）は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

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

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））として使用する残留熱除去系ストレーナ（B）は以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ（B）は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ストレーナ（B）で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ（B）及び残留熱除去系熱交換器（B）を介して冷却することにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

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

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

公称値については 1160 m³/h/組とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

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

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

3. 最高使用温度の設定根拠

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

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

4. 個数の設定根拠

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

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

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

注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）と兼用。

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

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

・重大事故等対処設備

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

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

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

1. 容量の設定根拠

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

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

公称値については 1160 m³/h/組とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

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

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

3. 最高使用温度の設定根拠

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

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

4. 個数の設定根拠

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

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

VI-1-1-4-3-3-1-4 設定根拠に関する説明書
(残留熱除去系 安全弁及び逃がし弁(常設))

名	称	E11-F048A*
吹 出 圧 力	MPa	3.73
個 数	—	1
<p>注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 （概要）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 E11-F048A は，主配管「サプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-215A)」に設置する逃がし弁である。 E11-F048A は，設計基準対象施設として主配管「サプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-215A)」の圧力が，最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等対処設備としては，主配管「サプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-215A)」の重大事故等時における圧力が使用圧力になった場合に開動作して使用圧力以下に維持するために設置する。 <p>1. 吹出圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する E11-F048A の吹出圧力は，当該逃がし弁が接続する主配管「サプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-215A)」の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>E11-F048A を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は，重大事故等時における主配管「サプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-215A)」の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠 E11-F048A は，設計基準対象施設として主配管「サプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-215A)」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個を設置する。</p> <p>重大事故等対処設備として使用する E11-F048A 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。</p>		

名	称	E11-F048B*
吹 出 圧 力	MPa	3.73
個 数	—	1
<p>注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系，残留熱除 去系（格納容器スプレイ冷却モード），残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モー ド））と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 （概要）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 E11-F048B は，主配管「サブプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-215B)」に設置する逃がし弁である。 E11-F048B は，設計基準対象施設として主配管「サブプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-215B)」の圧力が，最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等対処設備としては，主配管「サブプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-215B)」の重大事故等時における圧力が使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。 <p>1. 吹出圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する E11-F048B の吹出圧力は，当該逃がし弁が接続する主配管「サブプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-215B)」の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>E11-F048B を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は，重大事故等時における主配管「サブプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-215B)」の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠 E11-F048B は，設計基準対象施設として主配管「サブプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-215B)」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個を設置する。</p> <p>重大事故等対処設備として使用する E11-F048B 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。</p>		

名	称	E11-F048C*
吹 出 圧 力	MPa	3.73
個 数	—	1

注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）と兼用。

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

E11-F048C は、主配管「残留熱除去系ポンプ(C)～原子炉格納容器配管貫通部(X-31C)」の過圧破損を防止するために設置する逃がし弁である。

E11-F048C は、設計基準対象施設として主配管「残留熱除去系ポンプ(C)～原子炉格納容器配管貫通部(X-31C)」の圧力が、最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等対処設備としては、主配管「残留熱除去系ポンプ(C)～原子炉格納容器配管貫通部(X-31C)」の重大事故時における圧力が使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。

1. 吹出圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する E11-F048C の吹出圧力は、「残留熱除去系ポンプ(C)～原子炉格納容器配管貫通部(X-31C)」の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。

E11-F048C を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系ポンプ(C)～原子炉格納容器配管貫通部(X-31C)」の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。

2. 個数の設定根拠

E11-F048C は、設計基準対象施設として主配管「残留熱除去系ポンプ(C)～原子炉格納容器配管貫通部(X-31C)」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個を設置する。

重大事故等対処設備として使用する E11-F048C 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して 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	E11-F050A
吹出圧力	MPa	8.62
個数	—	1

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

E11-F050A は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)」に設置する逃がし弁である。

E11-F050A は、設計基準対象施設として主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)」の圧力が、最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等対処設備としては、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)」の重大事故等時における圧力が使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。

1. 吹出圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する E11-F050A の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)」の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。

E11-F050A を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、重大事故等時における主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)」の使用圧力 10.34 MPa を下回る 8.62 MPa とする。

2. 個数の設定根拠

E11-F050A は、設計基準対象施設として主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個を設置する。

重大事故等対処設備として使用する E11-F050A 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して 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	E11-F050B
吹出圧力	MPa	8.62
個数	—	1

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

E11-F050B は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)」に設置する逃がし弁である。

E11-F050B は、設計基準対象施設として主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)」の圧力が、最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等対処設備としては、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)」の重大事故等時における圧力が使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。

1. 吹出圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する E11-F050B の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)」の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。

E11-F050B を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、重大事故等時における主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)」の使用圧力 10.34 MPa を下回る 8.62 MPa とする。

2. 個数の設定根拠

E11-F050B は、設計基準対象施設として主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個を設置する。

重大事故等対処設備として使用する E11-F050B 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して 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	E11-F054A
吹出圧力	MPa	1.37
個数	—	1
■		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 E11-F054A は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」に設置する逃がし弁である。 E11-F054A は、設計基準対象施設として主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の圧力が、最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等対処設備としては、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の重大事故等時における圧力が使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。 <p>1. 吹出圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する E11-F054A の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。 E11-F054A を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、重大事故等時における主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠 E11-F054A は、設計基準対象施設として主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個を設置する。 重大事故等対処設備として使用する E11-F054A 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。</p>		

名	称	E11-F054B
吹 出 圧 力	MPa	1.37
個 数	—	1
■		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 <p>E11-F054B は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)～サブプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」に設置する逃がし弁である。</p> <p>E11-F054B は、設計基準対象施設として主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)～サブプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の圧力が、最高使用圧力になった場合に作動して最高使用圧力以下に維持するために設置する。</p> ・重大事故等対処設備 <p>重大事故等対処設備としては、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)～サブプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の重大事故等時における圧力が使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。</p> <p>1. 吹出圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する E11-F054B の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)～サブプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。</p> <p>E11-F054B を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、重大事故等時における主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)～サブプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>E11-F054B は、設計基準対象施設として主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)～サブプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個を設置する。</p> <p>重大事故等対処設備として使用する E11-F054B 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。</p>		

VI-1-1-4-3-3-1-5 設定根拠に関する説明書
(残留熱除去系 主要弁(常設))

名	称	E11-F008A, B
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
個	数	2
■		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 <p>E11-F008A, B 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)バイパス配管合流点」及び「残留熱除去系熱交換器(B)～残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管合流点」に設置される通常開の弁であり、工学的安全施設起動（作動）信号により自動で全開する。</p> <p>設計基準対象施設としては、残留熱除去系熱交換器(A), (B)より原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ送水するための流路として設置する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 最高使用圧力の設定根拠 <p>設計基準対象施設として使用する E11-F008A, B の最高使用圧力は、残留熱除去系熱交換器(A), (B)の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> 2. 最高使用温度の設定根拠 <p>設計基準対象施設として使用する E11-F008A, B の最高使用温度は、残留熱除去系熱交換器(A), (B)の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> 3. 個数の設定根拠 <p>設計基準対象施設として使用する E11-F008A, B は、工学的安全施設起動（作動）信号により自動で全開する弁として、残留熱除去系 A 系及び B 系にそれぞれ 1 個とし、合計 2 個設置する。</p> 		

名	称	E11-F018A, B
最高使用圧力	MPa	10.40
最高使用温度	℃	302
個	数	—
		2

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

E11-F018A, B は、主配管「サプレッションチェンバस्पレイ注入配管 A 系分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-32A)」及び「サプレッションチェンバस्पレイ注入配管 B 系分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-32B)」に設置される通常閉の弁である。

設計基準対象施設としては、残留熱除去系熱交換器(A), (B)より原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ送水するための流路として設置する。

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 E11-F018A, B の最高使用圧力は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-32A)～E11-F020A」及び「原子炉格納容器配管貫通部(X-32B)～E11-F020B」と同じ 10.40 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 E11-F018A, B の最高使用温度は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-32A)～E11-F020A」及び「原子炉格納容器配管貫通部(X-32B)～E11-F020B」と同じ 302 ℃ とする。

3. 個数の設定根拠

設計基準対象施設として使用する E11-F018A, B は、残留熱除去系 A 系及び B 系にそれぞれ 1 個とし、合計 2 個設置する。

VI-1-1-4-3-3-1-6 設定根拠に関する説明書
(残留熱除去系 主配管(常設))

名	称	E11-F014A ～ 原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外 径	mm	355.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、E11-F014A から原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)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、原子炉停止時冷却モード運転時に原子炉压力容器から残留熱除去系ポンプへ原子炉冷却材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、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ8.62 MPaとする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ10.34 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、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ315℃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は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は同仕様であるため、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。</p>		

名	称	原子炉格納容器配管貫通部(X-33A) ~ サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	216.3, 355.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)からサプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉停止時冷却モード運転時に原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(A)へ原子炉冷却材を供給するため及び燃料プール冷却機能として残留熱除去系ポンプ(A)へ使用済燃料プール水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉停止時冷却モード運転時に原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(A)へ原子炉冷却材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</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、原子炉停止時冷却モード使用開始時の原子炉圧力が 1.04 MPa 以下であるため、それを上回る 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、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、1.37 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、原子炉停止時冷却モード運転時の原子炉冷却材の最高温度として 186 ℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、186 ℃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残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー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, 355.6 mm とする。</p>		

名	称	残留熱除去系ストレーナ(A) ~ 原子炉格納容器配管貫通部(X-214A)	*
最高使用圧力	kPa	- [427, 854]	
最高使用温度	℃	104, 200	
外 径	mm	508.0	
<p>注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。</p>			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は，残留熱除去系ストレーナ(A)から原子炉格納容器配管貫通部(X-214A)を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ(A)へサブプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(A)及び代替循環冷却ポンプへサブプレッションチェンバのプール水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</p> <p>本配管は，その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため最高使用圧力は設定されていないが，ここではサブプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。</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についても，設計基準対象施設として使用する場合と同様に設定されないが，ここでは重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。</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，サブプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 ℃ 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，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー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	原子炉格納容器配管貫通部 (X-214A) ~ サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点	*
最高使用圧力	MPa	427 (kPa), 854 (kPa), 1.37	
最高使用温度	℃	104, 200, 186	
外	径	mm	508.0
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）， 残留熱除去系 （サプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は，原子炉格納容器配管貫通部 (X-214A) からサプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ (A) へサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ (A) 及び代替循環冷却ポンプへサプレッションチェンバのプール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 427 kPa, 854 kPa 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，サプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。 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サプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa 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，主配管「原子炉格納容器配管貫通部 (X-33A) ~ サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の最高使用圧力と同じ 1.37 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「原子炉格納容器配管貫通部 (X-33A) ~ サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠			
2.1 最高使用温度 104 ℃, 200 ℃ 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，サプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 ℃ とする。			

2.2 最高使用温度 186 °C

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「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の最高使用温度と同じ 186 °Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の使用温度と同じ 186 °C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は、使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

名 称	サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点 ～ 代替循環冷却系吸込配管分岐点	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	267.4, 355.6, 508.0
<p>注記*1：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード），残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は，サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点から代替循環冷却系吸込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，残留熱除去系ポンプ(A)へサプレッションチェンバのプール水を供給するため，原子炉停止時冷却モード運転時に原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(A)へ原子炉冷却材を供給するため及び燃料プール冷却機能として残留熱除去系ポンプ(A)へ使用済燃料プール水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(A)及び代替循環冷却ポンプへサプレッションチェンバのプール水を供給するため及び原子炉停止時冷却モード運転時に原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(A)へ原子炉冷却材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</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「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」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主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」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</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「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。</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「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の使用温度と同じ 186 ℃ 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，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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, 508.0 mm とする。</p>		

代替循環冷却系との取合部新設配管の外径は、水源から淡水を供給するため、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、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*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
267.4	9.3	250	0.04862	150	0.9	

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。

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

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

名 称		残留熱除去系ポンプ(A) ~ 代替循環冷却系注入配管合流点	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	355.6	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器ス プレイ冷却モード）、 残留熱除去系 （サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、残留熱除去系ポンプ(A)から代替循環冷却系注入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、残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材、サブプレッシ オンチェンバのプール水又は使用済燃料プール水を残留熱除去系熱交換器(A)へ供給するた めに設置する。 重大事故等対処設備としては、残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材又はサブプレ シオンチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器(A)へ供給するために設置する。			
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、残留熱除去系ポンプ(A)の吐 出側の最高使用圧力と同じ3.73 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残留熱除去系 ポンプ(A)の吐出側の使用圧力と同じ3.73 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、残留熱除去系ポンプ(A)の最 高使用温度と同じ186℃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残留熱除去系 ポンプ(A)の使用温度と同じ186℃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は、重大事故等時に使用する残留熱除去 系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容 量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外 径は、メーカー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。			

名 称		代替循環冷却系注入配管合流点 ～ 残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点	*1
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	165.2, 355.6	
注記*1：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）， 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード） ）と兼用。			
【設定根拠】 （概要） 本配管は，代替循環冷却系注入配管合流点から残留熱除去系熱交換器(A)バイパス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，残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材，サブプレッションチェンバのプール水又は使用済燃料プール水を残留熱除去系熱交換器(A)へ供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(A)による原子炉冷却材又はサブプレッションチェンバのプール水及び代替循環冷却ポンプによるサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器(A)へ供給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，残留熱除去系ポンプ(A)の吐出側の最高使用圧力と同じ 3.73 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残留熱除去系ポンプ(A)の吐出側の使用圧力及び代替循環冷却ポンプの吐出側の使用圧力と同じ 3.73 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，残留熱除去系ポンプ(A)の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系ポンプ(A)の使用温度と同じ 186 ℃ 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，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。 代替循環冷却系との取合部新設配管の外径は，水源から淡水を供給するため，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，165.2 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*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791	150	2.3	

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。

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

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

名	称	* 残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点 ~ 残留熱除去系熱交換器(A)
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	355.6
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）， 残留熱除去系 （サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。		
【設定根拠】 （概要） 本配管は，残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐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，残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材，サブプレッションチェンバのプール水又は使用済燃料プール水を残留熱除去系熱交換器(A)へ供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材又はサブプレッションチェンバのプール水を，代替循環冷却ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器(A)へ供給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，残留熱除去系ポンプ(A)の吐出側の最高使用圧力と同じ3.73 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残留熱除去系ポンプ(A)の吐出側の使用圧力及び代替循環冷却ポンプの吐出側の使用圧力と同じ3.73 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残留熱除去系ポンプ(A)の最高使用温度と同じ186℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系ポンプ(A)の使用温度と同じ186℃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，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。		

名 称	残留熱除去系熱交換器(A) ~ 残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点	
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	165.2, 355.6
注記*1：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）， 残留熱除去系 （サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。		
【設定根拠】 （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代替循環冷却系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，残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すため，サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ供給するため及び使用済燃料プール水を使用済燃料プールに戻すために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すため及び残留熱除去系ポンプ(A)又は代替循環冷却ポンプにより，サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ供給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，残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用圧力と同じ3.73 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残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用圧力と同じ3.73 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，残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用温度と同じ186℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用温度と同じ186℃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，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。 代替循環冷却系との取合部配管の外径は，水源から淡水を供給するため，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，165.2 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*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791	150	2.3	

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。

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

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

名 称		*
		残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点 ~ 残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	355.6
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレィ冷却モード）， 残留熱除去系 （サブレーションプール水冷却モード））と兼用。		
【設定根拠】 （概要） 本配管は，残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点から残留熱除去系熱交換器(A)バイパス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，残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すため，サブレーションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ供給するため及び使用済燃料プール水を使用済燃料プールに戻すために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すため及び残留熱除去系ポンプ(A)又は代替循環冷却ポンプにより，サブレーションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ供給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，残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用圧力と同じ3.73 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残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用圧力と同じ3.73 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，残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用温度と同じ186℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用温度と同じ186℃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，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。		

名 称		残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点 ~ 残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	355.6	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系） と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、残留熱除去系熱交換器(A)バイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器(A)バイパス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、残留熱除去系ポンプ(A)によりサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器(A)をバイパスして原子炉圧力容器へ供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては、残留熱除去系ポンプ(A)又は代替循環冷却ポンプにより、サプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ供給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、残留熱除去系ポンプ(A)の吐出側の最高使用圧力と同じ3.73 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「代替循環冷却系注入配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点」の使用圧力と同じ3.73 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、残留熱除去系ポンプ(A)の最高使用温度と同じ186℃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「代替循環冷却系注入配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点」の使用温度と同じ186℃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残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。			

名 称		残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点 ~ 原子炉停止時冷却モード A 系注入配管分岐点	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	216.3, 318.5, 355.6	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）， 残留熱除去系 （サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は，残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点から原子炉停止時冷却モード A 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，残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すため，サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ供給するため及び使用済燃料プール水を使用済燃料プールに戻すために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すため及び残留熱除去系ポンプ(A)及び代替循環冷却ポンプにより，サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ供給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，残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 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残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用圧力と同じ 3.73 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，残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用温度と同じ 186 ℃ 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，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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, 355.6 mm とする。			

名 称		原子炉停止時冷却モード A 系注入配管分岐点 ~ ドライウェルスプレイ注入配管 A 系分岐点	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	267.4, 355.6	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は，原子炉停止時冷却モード A 系注入配管分岐点からドライウェルスプレイ注入配管 A 系分岐点を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ(A)によりサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(A)及び代替循環冷却ポンプにより，サプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ供給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，残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 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残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用圧力と同じ 3.73 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，残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用温度と同じ 186 ℃ 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，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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, 355.6 mm とする。			

名 称		ドライウェルスプレイ注入配管 A 系分岐点 ~ 低圧代替注水系 A 系注入配管合流点	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	267.4, 355.6	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，代替循環冷却系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は，ドライウェルスプレイ注入配管 A 系分岐点から低圧代替注水系 A 系注入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，残留熱除去系ポンプ(A)によりサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(A)及び代替循環冷却ポンプにより，サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ供給するため，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にスプレイ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，残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 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残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用圧力と同じ 3.73 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，残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用温度と同じ 186 ℃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，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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, 355.6 mm とする。			

名 称	低压代替注水系 A 系注入配管合流点 ~ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-31A)	
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	114.3, 267.4
注記*1: 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, 代替循環冷却系, 残留熱除去系) 及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器 安全設備 (代替循環冷却系, 低压代替注水系) と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は, 低压代替注水系 A 系注入配管合流点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-31A) を接続する配管であり, 設計基準対象施設として, 残留熱除去系ポンプ (A) によりサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては, 残留熱除去系ポンプ (A) 及び代替循環冷却ポンプにより, サプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ供給するため, 復水移送ポンプにより復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器へ供給するため及び大容量送水ポンプ (タイプ I) により淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) の水を原子炉圧力容器へ供給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, 残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 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残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の使用圧力と同じ 3.73 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, 残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は, 重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の使用温度と同じ 186 ℃ 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, 使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており, 重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。 低压代替注水系及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系との取合部配管の外径は, 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 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*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	6.0	100	0.00822			

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。

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

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

*3：配管の標準流速を超えるが、流量 m³/h においても、本配管を經由して原子炉圧力容器へ淡水又は海水を供給可能であり圧力損失上問題ない。

名 称		原子炉格納容器配管貫通部(X-31A) ~ 原子炉压力容器	*
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34	
最高使用温度	℃	302, 315	
外 径	mm	267.4	
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，代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系，低圧代替注水系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は，原子炉格納容器配管貫通部(X-31A)から原子炉压力容器を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ(A)によりサプレッションチェンバのプール水を原子炉压力容器へ供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(A)及び代替循環冷却ポンプにより，サプレッションチェンバのプール水を原子炉压力容器へ供給するため，復水移送ポンプにより復水貯蔵タンクの水を原子炉压力容器へ供給するため及び大容量送水ポンプ（タイプI）により淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）の水を原子炉压力容器へ供給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，原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ8.62 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原子炉压力容器の使用圧力と同じ10.34 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，原子炉压力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ315℃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，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。			

名 称		原子炉停止時冷却モード A 系注入配管分岐点 ～ サプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	318.5	
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、原子炉停止時冷却モード A 系注入配管分岐点からサプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐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、残留熱除去系ポンプ(A)によりサプレッションチェンバのプール水を、サプレッションチェンバへ供給するため及び原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すために設置する。			
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、残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 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残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用圧力と同じ 3.73 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、残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用温度と同じ 186 ℃ 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残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。			

名 称		サプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点 ～ サプレッションチェンバスプレイ注入配管 A 系分岐点	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	318.5	
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 （概要） 本配管は、サプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点からサプレッションチェンバスプレイ注入配管 A 系分岐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、残留熱除去系ポンプ(A)によりサプレッションチェンバのプール水をサプレッションチェンバへ供給するため及び原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すために設置する。			
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、残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 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残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用圧力と同じ 3.73 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、残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用温度と同じ 186 ℃ 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残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。			

名 称	サプレッションチェンバースプレイ注入配管 A 系分岐点 ～ 原子炉格納容器配管貫通部(X-32A)	
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	318.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションチェンバースプレイ注入配管 A 系分岐点から原子炉格納容器配管貫通部(X-32A)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すために設置する。</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、残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用圧力と同じ 3.73 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、残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用温度と同じ 186 ℃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は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は同仕様であるため、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、318.5 mm とする。</p>		

名	称	原子炉格納容器配管貫通部(X-32A) ～ E11-F020A
最高使用圧力	MPa	10.40
最高使用温度	℃	302, 315
外	径	mm
		318.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉格納容器配管貫通部(X-32A)から E11-F020A を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すために設置する。</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、接続する原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の最高使用圧力と同じ 10.40 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は、接続する原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の重大事故等時における使用圧力と同じ 10.40 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、接続する原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の最高使用温度と同じ 302 ℃ 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は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315 ℃ 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は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。</p>		

名	称	* ドライウェルスプレイ注入配管 A 系分岐点 ～ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 A 系注入配管合流点
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	114.3, 267.4
注記*：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，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は，ドライウェルスプレイ注入配管 A 系分岐点から原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 A 系注入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，残留熱除去系ポンプ (A) により，サプレッションチェンバのプール水をドライウェルにスプレイするために設置する。 重大事故等対処設備として，残留熱除去系ポンプ (A) 及び代替循環冷却ポンプによりサプレッションチェンバのプール水をドライウェルにスプレイするため，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にスプレイ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，残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 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残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の使用圧力と同じ 3.73 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，残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の使用温度と同じ 186 ℃ 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，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，114.3 mm，267.4 mm とする。		

名 称		原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 A 系注入配管合流点 ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-30A)	*1
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	165.2, 267.4	
注記*1：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，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 A 系注入配管合流点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-30A) を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ (A) により，サプレッションチェンバのプール水をドライウエルにスプレイするために設置する。 重大事故等対処設備として，残留熱除去系ポンプ (A) 及び代替循環冷却ポンプによりサプレッションチェンバのプール水をドライウエルにスプレイするため，復水移送ポンプにより復水貯蔵タンクの水をドライウエルにスプレイするため，大容量送水ポンプ（タイプ I）により淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) の水をドライウエルにスプレイ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，残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 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残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の使用圧力と同じ 3.73 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，残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の使用温度と同じ 186 ℃ 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，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系との取合部新設配管の外径は，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，165.2 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*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791			

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。

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

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

名 称		サプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点 ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-215A)	*
最高使用圧力	MPa	3.73, 427 (kPa), 854 (kPa)	
最高使用温度	℃	186, 104, 200	
外 径	mm	318.5	
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
<p>【設定根拠】 （概要）</p> <p>本配管は、サプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-215A) を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ (A) によりサプレッションチェンバのプール水を、サプレッションチェンバ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</p> <p>1.1 最高使用圧力 3.73 MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 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残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 427 kPa, 854 kPa</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、サプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。</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サプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>2.1 最高使用温度 186 ℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 104 ℃, 200 ℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、サプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 ℃ とする。</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残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。

名	称	原子炉格納容器配管貫通部 (X-215A) ～ サブプレッションプール水冷却配管 A 系開放端	*
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	104, 200	
外 径	mm	318.5	
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉格納容器配管貫通部 (X-215A) からサブプレッションプール水冷却配管 A 系開放端を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ (A) によりサブプレッションチェンバのプール水を、サブプレッションチェンバ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</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、サブプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。</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サブプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。</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、サブプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 ℃ 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残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。</p>			

名 称		サプレッションチェンバスプレイ注入配管 A 系分岐点 ~ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-213A)	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186, 104, 200	
外 径	mm	114.3, 152.3	
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 （概要） 本配管は、サプレッションチェンバスプレイ注入配管 A 系分岐点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-213A) を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ (A) によりサプレッションチェンバのプール水を、サプレッションチェンバにスプレイ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、残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 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残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 2.1 最高使用温度 186 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。			
2.2 最高使用温度 104 ℃, 200 ℃ 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、サプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 ℃ とする。			

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残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3 mm, 152.3 mm とする。

名	称	E11-F014B ～ 原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外 径	mm	355.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、E11-F014B から原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)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、原子炉停止時冷却モード運転時に原子炉压力容器から残留熱除去系ポンプへ原子炉冷却材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、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 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は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ 10.34 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、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ 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は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315 ℃ 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は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は同仕様であるため、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。</p>		

名	称	原子炉格納容器配管貫通部(X-33B) ～ サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	186
外	径	mm 216.3, 355.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)からサプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉停止時冷却モード運転時に原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(B)へ原子炉冷却材を供給するため及び燃料プール冷却機能として残留熱除去系ポンプ(B)へ使用済燃料プール水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉停止時冷却モード運転時に原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(B)へ原子炉冷却材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</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、原子炉停止時冷却モード使用開始時の原子炉圧力が 1.04 MPa 以下であるため、それを上回る 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、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、1.37 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、原子炉停止時冷却モード運転時の原子炉冷却材の最高温度として 186 ℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、186 ℃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残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー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, 355.6 mm とする。</p>		

名 称		残留熱除去系ストレーナ(B) ~ 原子炉格納容器配管貫通部(X-214B)	*
最高使用圧力	kPa	- [427, 854]	
最高使用温度	℃	104, 200	
外 径	mm	508.0	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器ス プレイ冷却モード）、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、残留熱除去系ストレーナ(B)から原子炉格納容器配管貫通部(X-214B)を接続する 配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ(B)へサ プレッションチェンバのプール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 本配管は、その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため最高使用圧力は設定されてい ないが、ここではサプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力についても、設計基準対象施設として使 用する場合と同様に設定されないが、ここでは重大事故等時におけるサプレッションチェンバ の使用圧力と同じ 854 kPa 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、残留熱除去系ストレーナ(B)の 最高使用温度と同じ 104 ℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系 ストレーナ(B)の使用温度と同じ 200 ℃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残留熱除去 系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設 計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ社内 基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。			

名 称	原子炉格納容器配管貫通部 (X-214B) ~ サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点		*
最高使用圧力	MPa	427 (kPa), 854 (kPa), 1.37	
最高使用温度	℃	104, 200, 186	
外 径	mm	508.0	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器ス プレイ冷却モード）、 残留熱除去系 （サプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 （概要） 本配管は、原子炉格納容器配管貫通部 (X-214B) からサプレッションチェンバ出口配管 B 系合 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、残留熱除去系 ポンプ (B) へサプレッションチェンバのプール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 427 kPa, 854 kPa 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、サプレッションチェンバの最 高使用圧力と同じ 427 kPa とする。 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サプレッシ ョンチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa 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、主配管「原子炉格納容器配管 貫通部 (X-33B) ~ サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の最高使用圧力と同じ 1.37 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 子炉格納容器配管貫通部 (X-33B) ~ サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の使用圧 力と同じ 1.37 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠			
2.1 最高使用温度 104 ℃, 200 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系ストレーナ (B) の最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去 系ストレーナ (B) の使用温度と同じ 200 ℃ とする。			
2.2 最高使用温度 186 ℃ 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「原子炉格納容器配管 貫通部 (X-33B) ~ サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の最高使用温度と同じ 186 ℃ 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「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)～サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の使用温度と同じ 186 °C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は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー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。

名 称		サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点 ～ 残留熱除去系ポンプ(B)	*
最高使用圧力	MPa	1.37	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	355.6, 508.0	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器ス レイ冷却モード）、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点から残留熱除去系ポンプ(B)を接続する配管であり、設計基準対象施設として、残留熱除去系ポンプ(B)へサプレッションチェンバのプール水を供給するため、原子炉停止時冷却モード運転時に原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(B)へ原子炉冷却材を供給するため、燃料プール冷却機能として残留熱除去系ポンプ(B)へ使用済燃料プール水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、残留熱除去系ポンプ(B)へサプレッションチェンバのプール水を供給するため、原子炉停止時冷却モード運転時に原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(B)へ原子炉冷却材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</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「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)～サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」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主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)～サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」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</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「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)～サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。</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「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)～サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の使用温度と同じ 186 ℃ 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残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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, 508.0 mm とする。</p>			

名 称		残留熱除去系ポンプ(B) ~ 残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐点	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	355.6	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器ス プレイ冷却モード）、 残留熱除去系 （サプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、残留熱除去系ポンプ(B)から残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐点を接続 する配管であり、設計基準対象施設として、残留熱除去系ポンプ(B)により原子炉冷却材、サ プレッションチェンバのプール水又は使用済燃料プール水を残留熱除去系熱交換器(B)へ供給 するために設置する。 重大事故等対処設備としては、残留熱除去系ポンプ(B)により原子炉冷却材又はサプレッシ ヨンチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器(B)へ供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 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、残留熱除去系ポンプ(B)の吐出 側の最高使用圧力と同じ3.73 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残留熱除去系 ポンプ(B)の吐出側の使用圧力と同じ3.73 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、残留熱除去系ポンプ(B)の最高 使用温度と同じ186℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系 ポンプ(B)の使用温度と同じ186℃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残留熱除去 系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設 計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ社内 基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。			

名	称	* 残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器(B)
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	355.6
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレィ冷却モード）, 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐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、残留熱除去系ポンプ(B)により原子炉冷却材、サブプレッションチェンバのプール水又は使用済燃料プール水を残留熱除去系熱交換器(B)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、残留熱除去系ポンプ(B)により原子炉冷却材又はサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器(B)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 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、残留熱除去系ポンプ(B)の吐出側の最高使用圧力と同じ3.73 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残留熱除去系ポンプ(B)の吐出側の使用圧力と同じ3.73 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、残留熱除去系ポンプ(B)の最高使用温度と同じ186℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系ポンプ(B)の使用温度と同じ186℃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は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー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。</p>		

名 称		残留熱除去系熱交換器(B) ~ 残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管合流点	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	355.6	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器ス プレイ冷却モード）、 残留熱除去系 （サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 （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)バイパス配管合流点を接 続する配管であり、設計基準対象施設として、残留熱除去系ポンプ(B)により原子炉冷却材を 原子炉圧力容器へ戻すため、サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉 格納容器へ供給するため及び使用済燃料プール水を使用済燃料プールに戻すために設置する。 重大事故等対処設備としては、残留熱除去系ポンプ(B)により原子炉冷却材を原子炉圧力容 器へ戻すため、残留熱除去系ポンプ(B)によりサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧 力容器又は原子炉格納容器へ供給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、残留熱除去系熱交換器(B)の管 側の最高使用圧力と同じ3.73 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残留熱除去系 熱交換器(B)の管側の使用圧力と同じ3.73 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、残留熱除去系熱交換器(B)の管 側の最高使用温度と同じ186℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系 熱交換器(B)の管側の使用温度と同じ186℃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残留熱除去 系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設 計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ社内 基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。			

名 称		* 残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐点 ~ 残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管合流点
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	355.6
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系熱交換器(B)バイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器(B)バイパス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、残留熱除去系ポンプ(B)により原子炉压力容器へサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器(B)をバイパスして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、残留熱除去系ポンプ(B)の吐出側の最高使用圧力と同じ3.73 MPaとする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系ポンプ(B)の吐出側の使用圧力と同じ3.73 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、残留熱除去系ポンプ(B)の最高使用温度と同じ186℃とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系ポンプ(B)の使用温度と同じ186℃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は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー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。</p>		

名	称	* 残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管合流点 ~ 原子炉停止時冷却モードB系注入配管分岐点
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	216.3, 318.5, 355.6
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器ス プレイ冷却モード）、 残留熱除去系 （サプレッションプール水冷却モード））と兼用。		
【設定根拠】 （概要） 本配管は、残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管合流点から原子炉停止時冷却モードB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、残留熱除去系ポンプ(B)に より原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すため、サプレッションチェンバのプール水を原子炉 圧力容器又は原子炉格納容器へ供給するため及び使用済燃料プール水を使用済燃料プールに 戻すために設置する。 重大事故等対処設備としては、残留熱除去系ポンプ(B)により原子炉冷却材を原子炉圧力容 器へ戻すため、サプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ供 給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、残留熱除去系熱交換器(B)の管 側の最高使用圧力と同じ3.73 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残留熱除去系 熱交換器(B)の管側の使用圧力と同じ3.73 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、残留熱除去系熱交換器(B)の管 側の最高使用温度と同じ186℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系 熱交換器(B)の管側の使用温度と同じ186℃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残留熱除去 系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設 計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ社内 基準に基づき定めた標準流速を考慮し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, 355.6 mmとする。		

名	称	原子炉停止時冷却モード B 系注入配管分岐点 ~ ドライウェルスプレイ注入配管 B 系分岐点	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	267.4, 355.6	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器ス プレイ冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、原子炉停止時冷却モード B 系注入配管分岐点からドライウェルスプレイ注入配管 B 系分岐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、残留熱 除去系ポンプ(B)によりサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納 容器へ供給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、残留熱除去系熱交換器(B)の管 側の最高使用圧力と同じ 3.73 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残留熱除去系 熱交換器(B)の管側の使用圧力と同じ 3.73 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、残留熱除去系熱交換器(B)の管 側の最高使用温度と同じ 186 ℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系 熱交換器(B)の管側の使用温度と同じ 186 ℃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残留熱除去 系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設 計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ社内 基準に基づき定めた標準流速を考慮し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, 355.6 mm とする。			

名 称		ドライウェルスプレイ注入配管 B 系分岐点 ~ 低压代替注水系 B 系注入配管合流点	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	267.4, 355.6	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレ イ冷却系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、ドライウェルスプレイ注入配管 B 系分岐点から低压代替注水系 B 系注入配管合流 点を接続する配管であり、設計基準対象施設として、残留熱除去系ポンプ(B)によりサブレッ ションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては、残留熱除去系ポンプ(B)により、サブレッションチェンバの プール水を原子炉圧力容器へ供給するため、復水移送ポンプにより復水貯蔵タンクの水をドラ イウェルにスプレイ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、残留熱除去系熱交換器(B)の管 側の最高使用圧力と同じ 3.73 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残留熱除去系 熱交換器(B)の管側の使用圧力と同じ 3.73 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、残留熱除去系熱交換器(B)の管 側の最高使用温度と同じ 186 ℃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残留熱除去系 熱交換器(B)の管側の使用温度と同じ 186 ℃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は、使用するポンプの中で容量が最大と なる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に 使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様 であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計 基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4 mm, 355.6 mm とする。			

名 称		低压代替注水系 B 系注入配管合流点 ~ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-31B)	*1
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	114.3, 267.4	
注記*1：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，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系，低压代替注水系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は，低压代替注水系 B 系注入配管合流点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-31B) を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ (B) によりサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ (B) 及び代替循環冷却ポンプにより，サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ供給するため，復水移送ポンプにより復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器へ供給するため及び大容量送水ポンプ（タイプ I）により淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) の水を原子炉圧力容器へ供給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，残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 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残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用圧力と同じ 3.73 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，残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用温度と同じ 186 ℃ 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，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。 低压代替注水系，代替循環冷却系及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系との取合部配管の外径は，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 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*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	6.0	100	0.00822			

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。

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

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

*3：配管の標準流速を超えるが、流量 m³/h においても、本配管を經由して原子炉圧力容器へ淡水又は海水を供給可能であり圧力損失上問題ない。

名	称	* 原子炉格納容器配管貫通部(X-31B) ～ 原子炉压力容器
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外 径	mm	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，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系，低圧代替注水系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要) 本配管は，原子炉格納容器配管貫通部(X-31B)から原子炉压力容器を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ(B)によりサプレッションチェンバのプール水を原子炉压力容器へ供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(B)及び代替循環冷却ポンプにより，サプレッションチェンバのプール水を原子炉压力容器へ供給するため，復水移送ポンプにより復水貯蔵タンクの水を原子炉压力容器へ供給するため及び大容量送水ポンプ（タイプI）により淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）の水を原子炉压力容器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，原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ8.62 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压力容器の使用圧力と同じ10.34 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，原子炉压力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ315℃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，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。</p>		

名	称	* 原子炉停止時冷却モード B 系注入配管分岐点 ～ サブプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	318.5
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、 残留熱除去系 （サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は、原子炉停止時冷却モード B 系注入配管分岐点からサブプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐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、残留熱除去系ポンプ(B)によりサブプレッションチェンバのプール水を、サブプレッションチェンバへ供給するため及び原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すために設置する。		
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、残留熱除去系熱交換器(B)の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 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残留熱除去系熱交換器(B)の管側の使用圧力と同じ 3.73 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、残留熱除去系熱交換器(B)の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(B)の管側の使用温度と同じ 186 ℃ 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残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。		

名 称		サプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点 ～ サプレッションチェンバスプレイ注入配管 B 系分岐点	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	318.5	
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点からサプレッションチェンバスプレイ注入配管 B 系分岐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、残留熱除去系ポンプ(B)によりサプレッションチェンバのプール水をサプレッションチェンバへ供給するため及び原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すために設置する。</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、残留熱除去系熱交換器(B)の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 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残留熱除去系熱交換器(B)の管側の使用圧力と同じ 3.73 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、残留熱除去系熱交換器(B)の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(B)の管側の使用温度と同じ 186 ℃ 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残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。</p>			

名 称	サプレッションチェンバースプレイ注入配管 B 系分岐点 ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-32B)	
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	318.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションチェンバースプレイ注入配管 B 系分岐点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-32B) を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ (B) により原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すために設置する。</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、残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 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は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用圧力と同じ 3.73 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、残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ 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は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用温度と同じ 186 ℃ 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は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は同仕様であるため、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、318.5 mm とする。</p>		

名	称	原子炉格納容器配管貫通部(X-32B) ～ E11-F020B
最高使用圧力	MPa	10.40
最高使用温度	℃	302, 315
外 径	mm	318.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉格納容器配管貫通部(X-32B)から E11-F020B を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ(B)により原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すために設置する。</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、接続する原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の最高使用圧力と同じ 10.40 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は、接続する原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の重大事故等時における使用圧力と同じ 10.40 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、接続する原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の最高使用温度と同じ 302 ℃ 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は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315 ℃ 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は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は同仕様であるため、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、318.5 mm とする。</p>		

名	称	* ドライウェルスプレイ注入配管 B 系分岐点 ～ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 B 系注入配管合流点
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	267.4
<p>注記*：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，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は，ドライウェルスプレイ注入配管 B 系分岐点から原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 B 系注入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，残留熱除去系ポンプ (B) により，サブプレッションチェンバのプール水をドライウェルにスプレイするために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備として，残留熱除去系ポンプ (B) によりサブプレッションチェンバのプール水をドライウェルにスプレイするため，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にスプレイ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，残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 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残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用圧力と同じ 3.73 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，残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用温度と同じ 186 ℃ 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残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー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。</p>		

名 称	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 B 系注入配管合流点 ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-30B)	
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186, 171, 200
外 径	mm	165.2, 267.4
注記*1: 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, 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)) と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 B 系注入配管合流点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-30B) を接続する配管であり, 設計基準対象施設として, 残留熱除去系ポンプ (B) により, サプレッションチェンバのプール水をドライウエルにスプレイするために設置する。 重大事故等対処設備として, 残留熱除去系ポンプ (B) によりサプレッションチェンバのプール水をドライウエルにスプレイするため, 復水移送ポンプにより復水貯蔵タンクの水をドライウエルにスプレイするため, 大容量送水ポンプ (タイプ I) により淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) の水をドライウエルにスプレイ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, 残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 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残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 2.1 最高使用温度 186 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は, 残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は, 重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。		
2.2 最高使用温度 171 ℃, 200 ℃ 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, ドライウエルの最高使用温度と同じ 171 ℃ 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ドライウエルの使用温度と同じ 200 ℃ 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、使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系との取合部新設配管の外径は、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、165.2 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*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791			

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。

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

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

名 称		サプレッションチェンバスプレイ注入配管 B 系分岐点 ~ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-213B)	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186, 104, 200	
外 径	mm	114.3, 152.3	
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。			
<p>【設定根拠】 （概要）</p> <p>本配管は、サプレッションチェンバスプレイ注入配管 B 系分岐点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-213B) を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ (B) によりサプレッションチェンバのプール水を、サプレッションチェンバにスプレイ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、残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 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残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>2.1 最高使用温度 186 ℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 104 ℃, 200 ℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、サプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 ℃ とする。</p>			

3. 外径の設定根拠

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残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3 mm, 152.3 mm とする。

名 称		サプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点 ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-215B)	*
最高使用圧力	MPa	3.73, 427 (kPa), 854 (kPa)	
最高使用温度	℃	186, 104, 200	
外 径	mm	318.5	
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 （概要） 本配管は、サプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-215B) を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ (B) によりサプレッションチェンバのプール水を、サプレッションチェンバへ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 3.73 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、残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 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残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。			
1.2 最高使用圧力 427 kPa, 854 kPa 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、サプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。 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サプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 2.1 最高使用温度 186 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。			
2.2 最高使用温度 104 ℃, 200 ℃ 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、サプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 ℃ とする。			

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

名 称	原子炉格納容器配管貫通部 (X-215B) ～ サブプレッションプール水冷却配管 B 系開放端		*
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	104, 200	
外 径	mm	318.5	
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉格納容器配管貫通部 (X-215B) からサブプレッションプール水冷却配管 B 系開放端を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ (B) によりサブプレッションチェンバのプール水を、サブプレッションチェンバ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</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、サブプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">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サブプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。</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、サブプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 ℃ 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残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。</p>			

名 称		残留熱除去系ストレーナ(C) ~ 原子炉格納容器配管貫通部(X-214C)	*
最高使用圧力	kPa	- [427, 854]	
最高使用温度	℃	104, 200	
外 径	mm	508.0	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、残留熱除去系ストレーナ(C)から原子炉格納容器配管貫通部(X-214C)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ(C)へサプレッションチェンバのプール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 本配管は、その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため最高使用圧力は設定されていないが、ここではサプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力についても、設計基準対象施設として使用する場合と同様に設定されないが、ここでは重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa 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、残留熱除去系ストレーナ(C)の最高使用温度と同じ 104 ℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系ストレーナ(C)の使用温度と同じ 200 ℃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残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー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。			

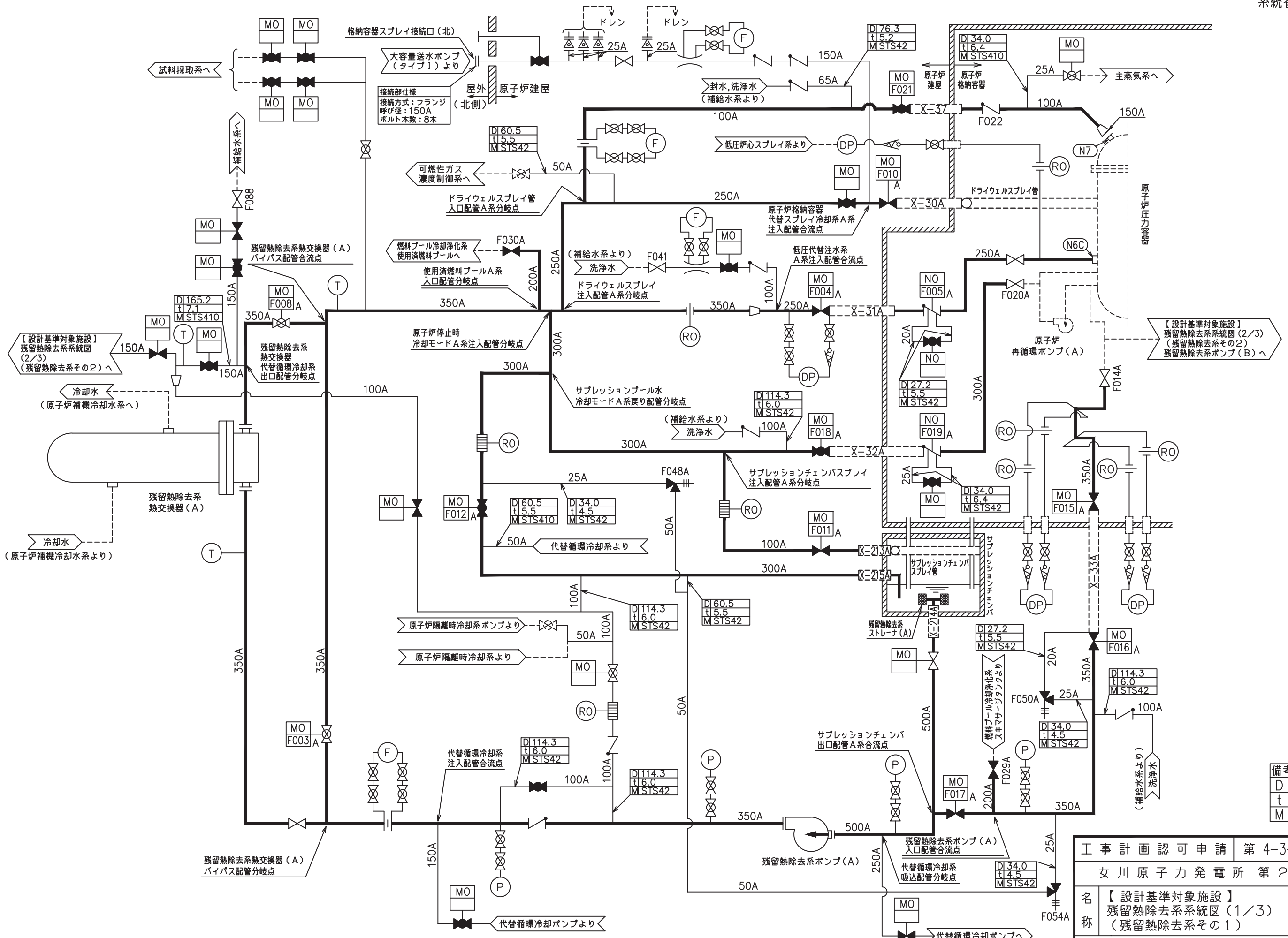
名	称	原子炉格納容器配管貫通部 (X-214C) ~ 残留熱除去系ポンプ (C)	*
最高使用圧力	MPa	427 (kPa), 854 (kPa), 1.37	
最高使用温度	℃	104, 200, 100	
外	径	mm	508.0
注記* : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (残留熱除去系) と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、原子炉格納容器配管貫通部 (X-214C) から残留熱除去系ポンプ (C) を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ (C) へ供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠			
1.1 最高使用圧力 427 kPa, 854 kPa 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、サブプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。 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サブプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。			
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、サブプレッションチェンバの最高使用圧力が 427 kPa であるため、それを上回る 1.37 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サブプレッションチェンバの使用圧力が 854 kPa であるため、それを上回る 1.37 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠			
2.1 最高使用温度 104 ℃, 200 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系ストレーナ (C) の最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系ストレーナ (C) の使用温度と同じ 200 ℃ とする。			
2.2 最高使用温度 100 ℃ 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、平成 2 年 5 月 24 日付け元資庁第 14466 号にて認可された工事計画の添付書類「IV-1-1-1 原子炉格納容器の設計条件に関する説明書」において原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器の応答解析でのサブプレッションチェンバの最高温度が 97 ℃ となることから、それを上回る 100 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、100 ℃ 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残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー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。

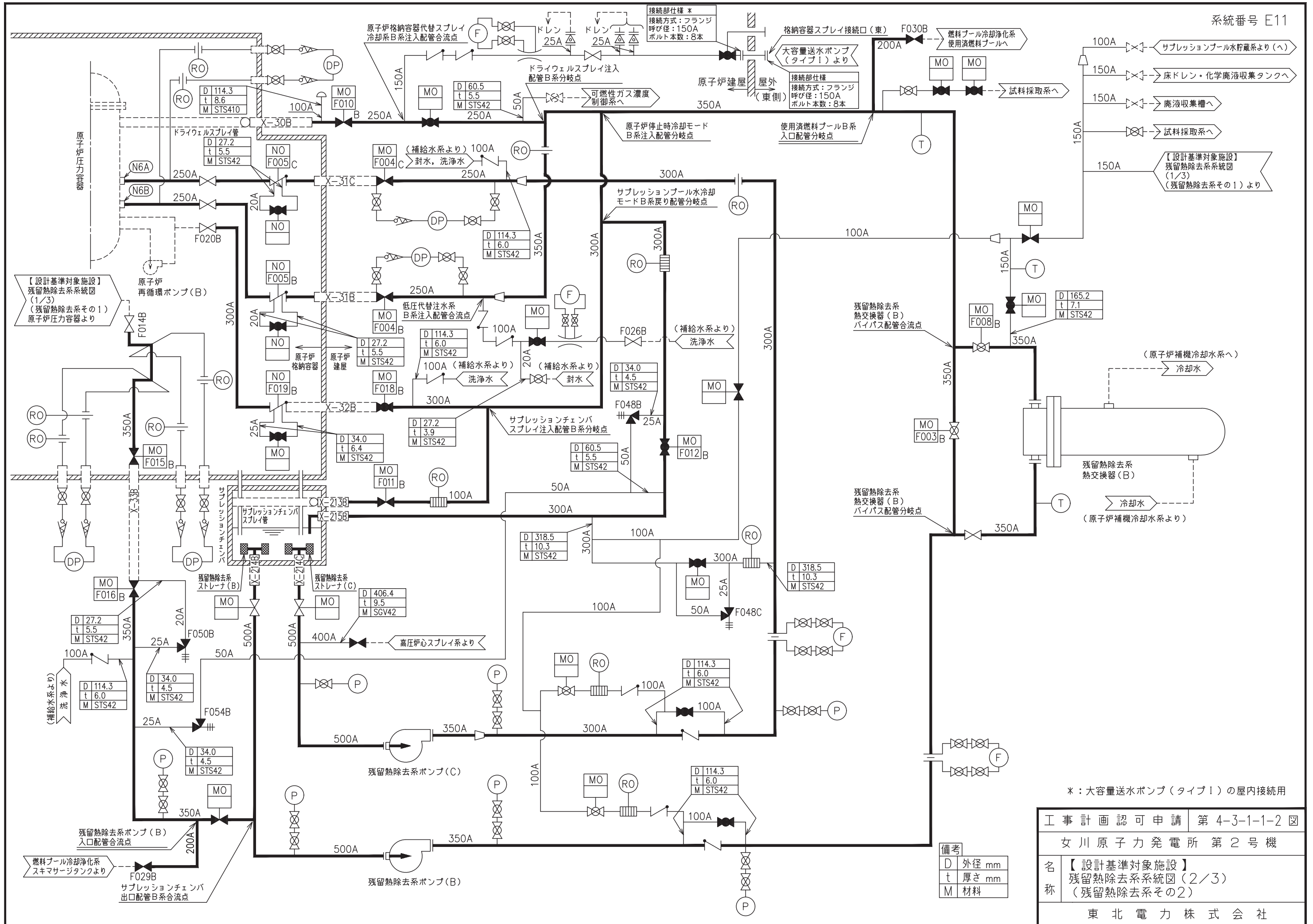
名 称		残留熱除去系ポンプ(C) ~ 原子炉格納容器配管貫通部(X-31C)	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	100	
外 径	mm	267.4, 318.5, 355.6	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）と兼用。			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系ポンプ(C)から原子炉格納容器配管貫通部(X-31C)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ(C)によりサブレーションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 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、残留熱除去系ポンプ(C)の吐出側の最高使用圧力と同じ3.73 MPaとする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系ポンプ(C)の吐出側の使用圧力と同じ3.73 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、残留熱除去系ポンプ(C)の最高使用温度と同じ100℃とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系ポンプ(C)の使用温度と同じ100℃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は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4 mm, 318.5 mm, 355.6 mmとする。</p>			

名 称		原子炉格納容器配管貫通部(X-31C) ~ 原子炉压力容器	*
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34	
最高使用温度	℃	302, 315	
外 径	mm	267.4	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、原子炉格納容器配管貫通部(X-31C)から原子炉压力容器を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ(C)により、サブプレッションチェンバのプール水を原子炉压力容器へ供給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、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ8.62 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原子炉压力容器の使用圧力と同じ10.34 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、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ315℃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残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー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。			



備考
D 外径 mm
t 厚さ mm
M 材料

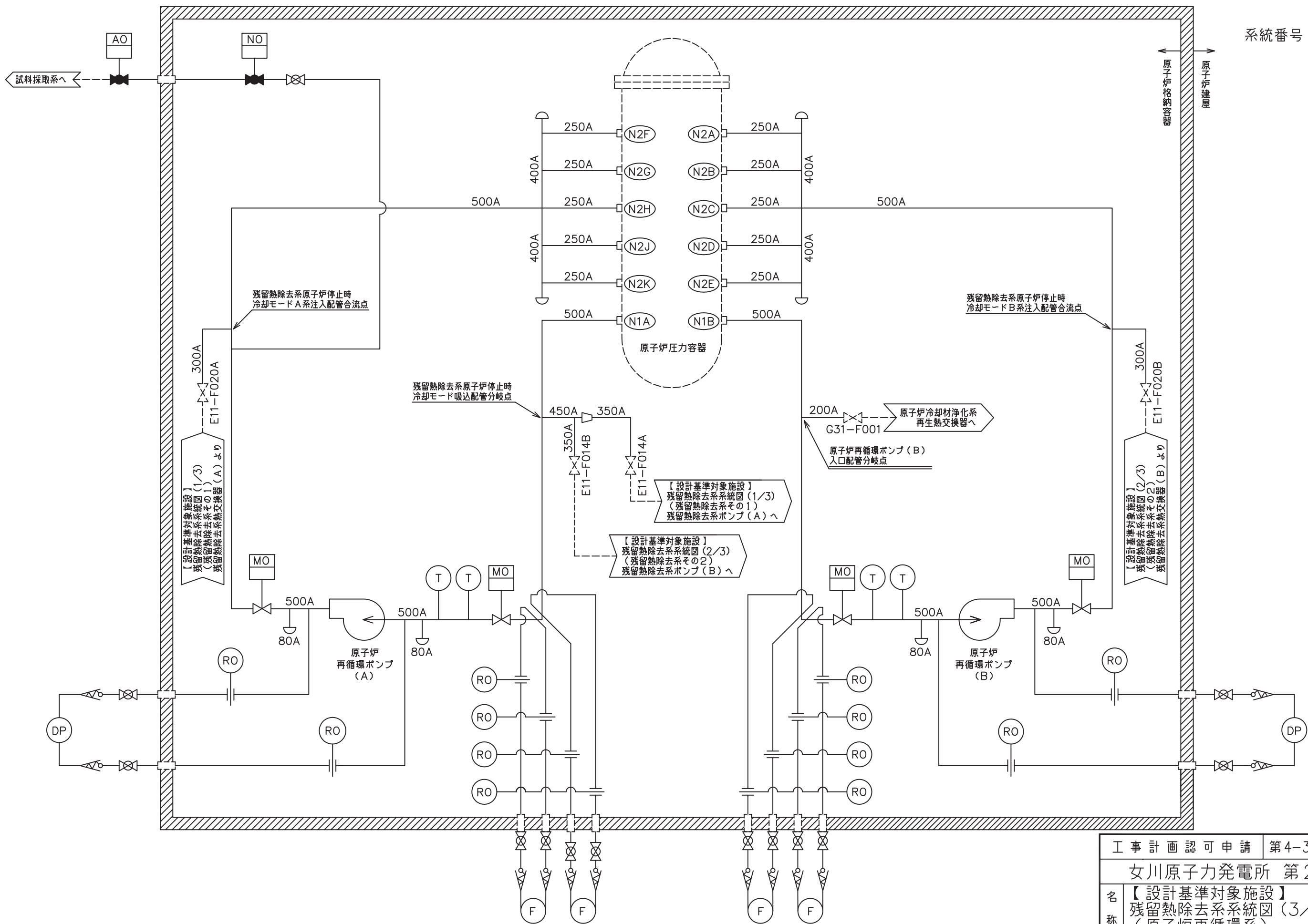
工事計画認可申請	第4-3-1-1-1 図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	【設計基準対象施設】 残留熱除去系系統図 (1/3) (残留熱除去系その1)
東北電力株式会社	



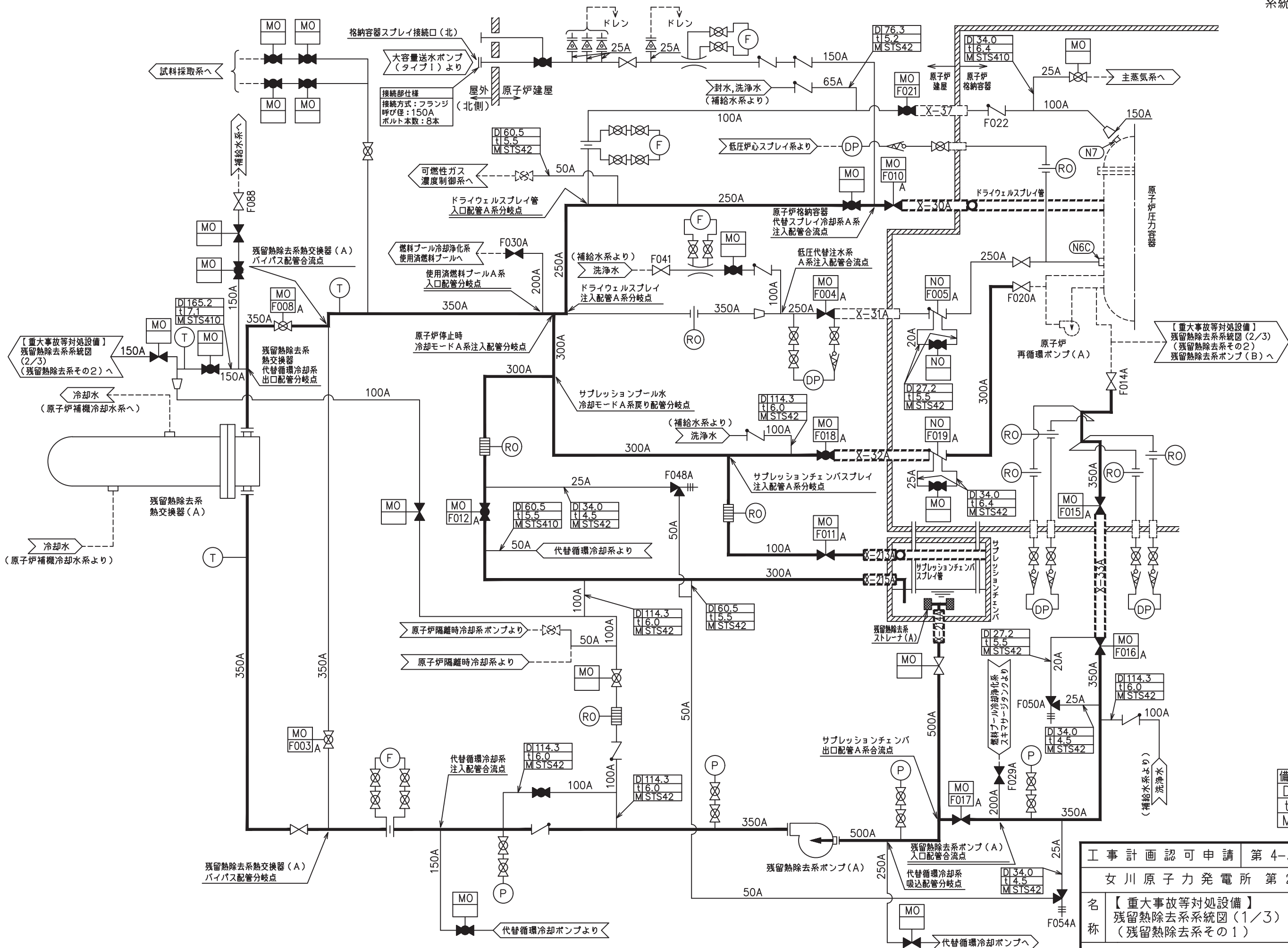
* : 大容量送水ポンプ(タイプ1)の屋内接続用

工事計画認可申請	第4-3-1-1-2 図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	【設計基準対象施設】 残留熱除去系系統図(2/3) (残留熱除去系その2)
東北電力株式会社	

備考
D 外径 mm
t 厚さ mm
M 材料

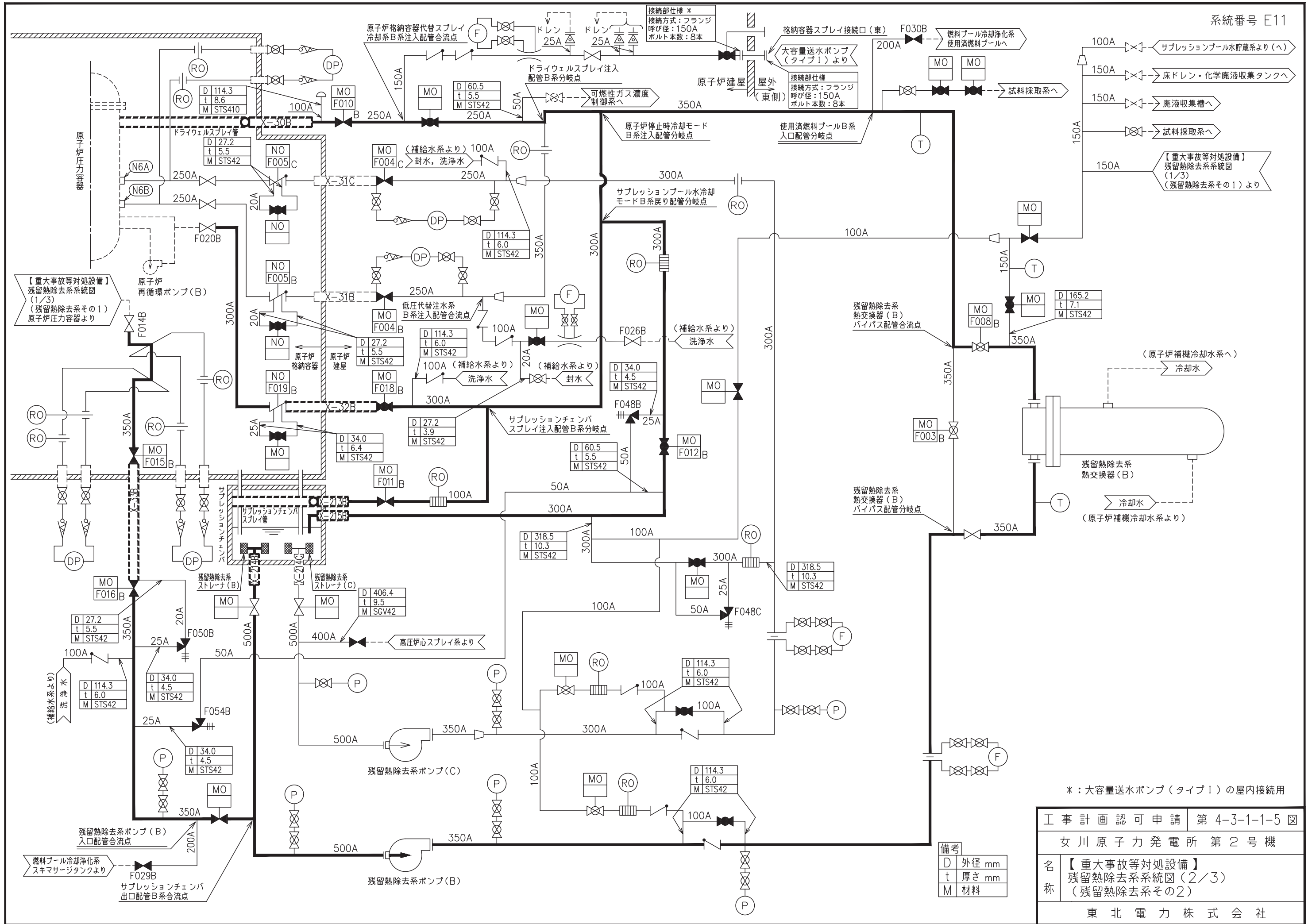


工事計画認可申請	第4-3-1-1-3図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	【設計基準対象施設】 残留熱除去系系統図 (3/3) (原子炉再循環系)
東北電力株式会社	



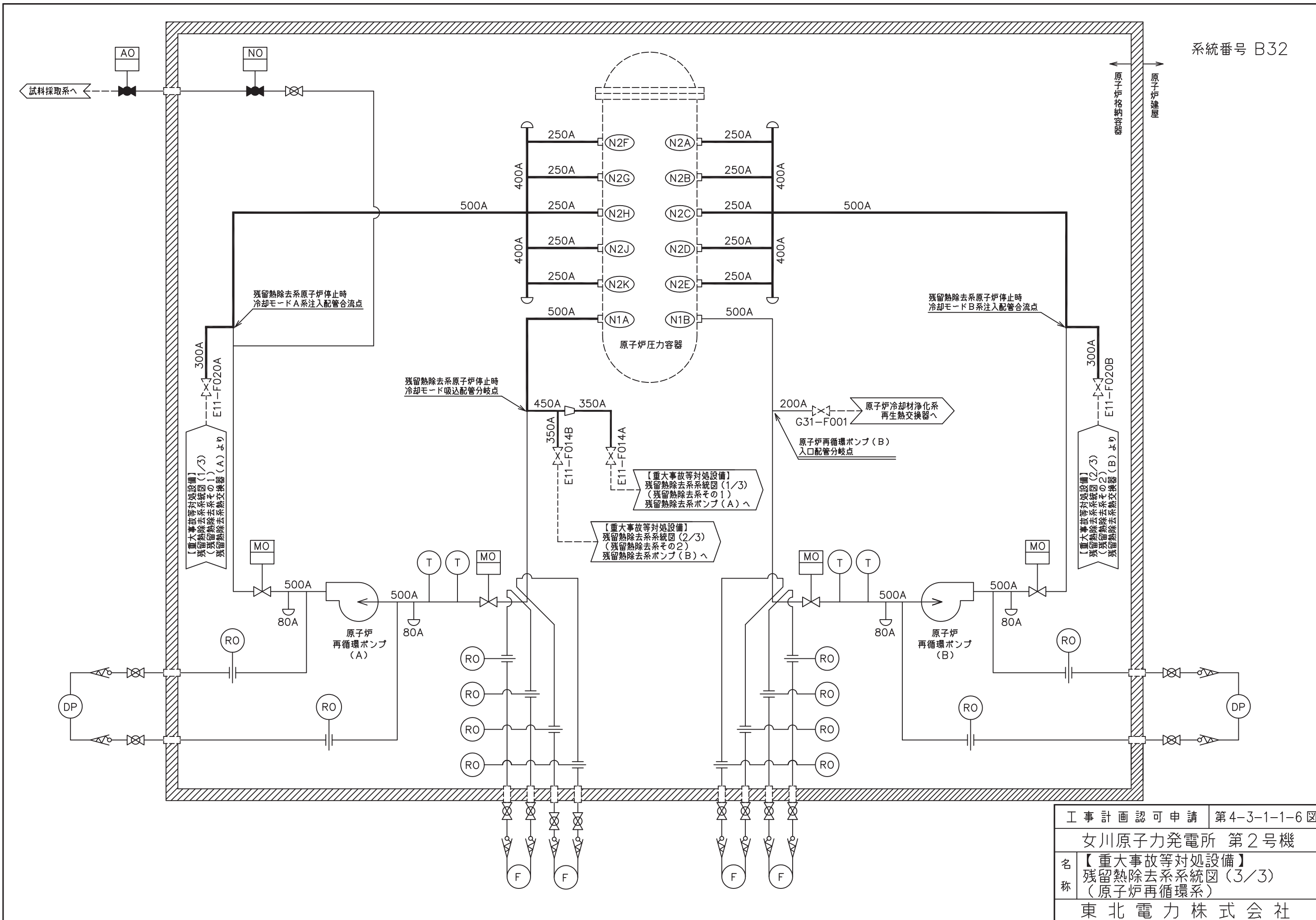
備考
D 外径 mm
t 厚さ mm
M 材料

工事計画認可申請	第4-3-1-1-4 図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	【重大事故等対処設備】 残留熱除去系系統図(1/3) (残留熱除去系その1)
東北電力株式会社	

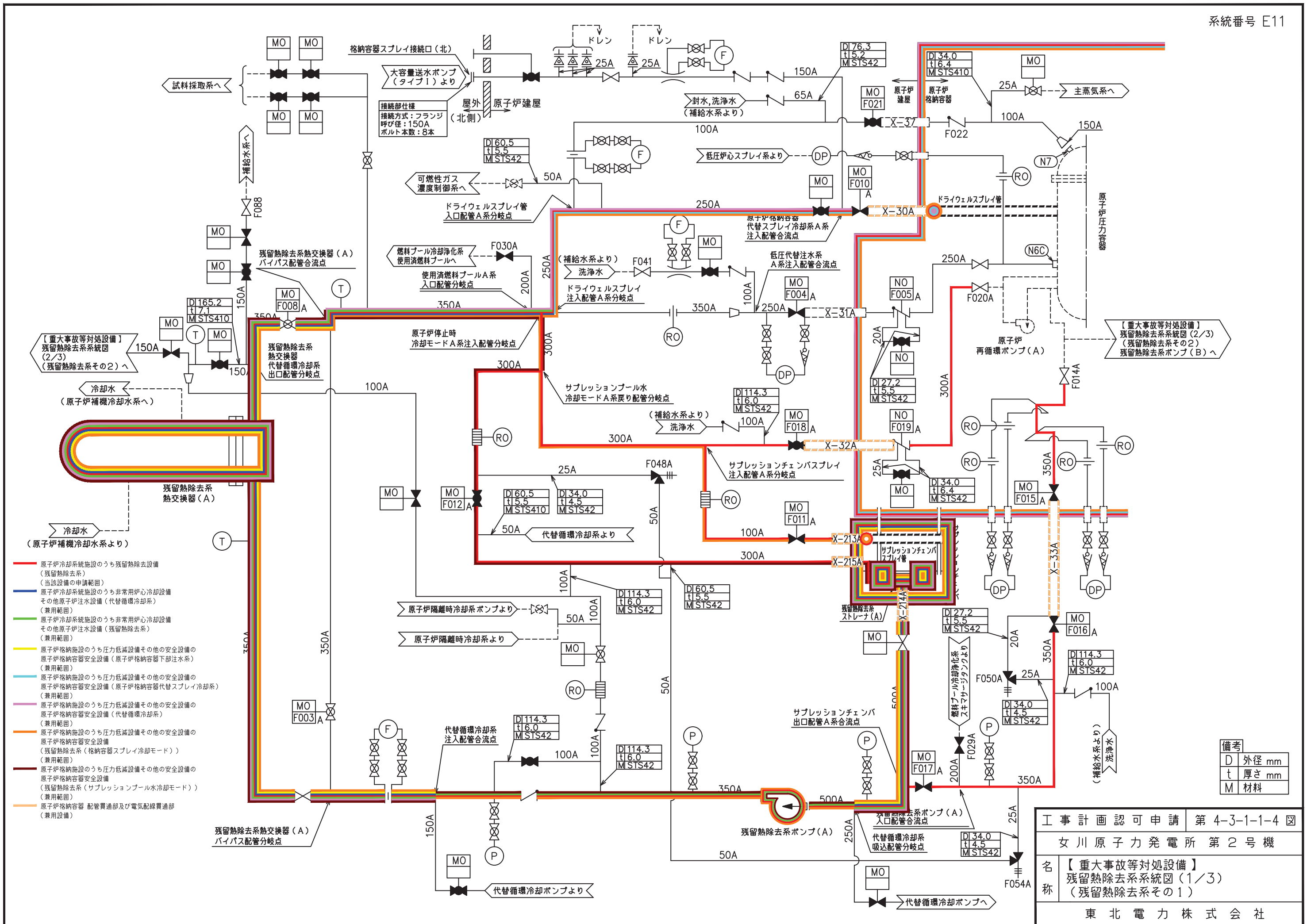


* : 大容量送水ポンプ(タイプ1)の屋内接続用

工事計画認可申請	第4-3-1-1-5 図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	【重大事故等対処設備】 残留熱除去系系統図(2/3) (残留熱除去系その2)
東北電力株式会社	



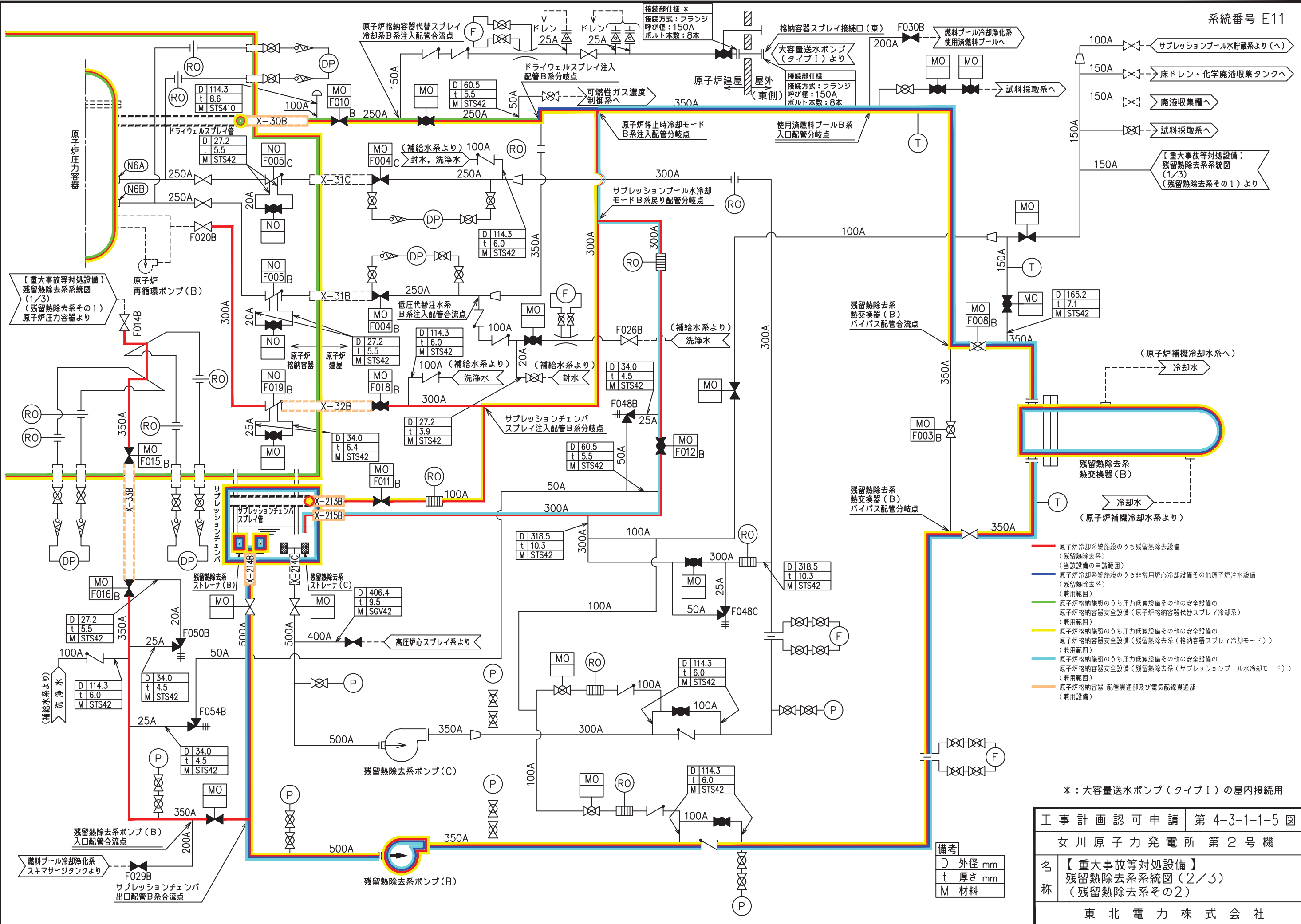
工事計画認可申請	第4-3-1-1-6図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	【重大事故等対処設備】 残留熱除去系系統図 (3/3) (原子炉再循環系)
東北電力株式会社	



- 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系) (当該設備の申請範囲)
- 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備 其他原子炉注水設備 (代替循環冷却系) (兼用範囲)
- 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備 其他原子炉注水設備 (残留熱除去系) (兼用範囲)
- 原子炉格納施設のうち圧力低減設備 其他の安全設備の 原子炉格納容器安全設備 (原子炉格納容器下部注水系) (兼用範囲)
- 原子炉格納施設のうち圧力低減設備 其他の安全設備の 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) (兼用範囲)
- 原子炉格納施設のうち圧力低減設備 其他の安全設備の 原子炉格納容器安全設備 (代替循環冷却系) (兼用範囲)
- 原子炉格納施設のうち圧力低減設備 其他の安全設備の 原子炉格納容器安全設備 (残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)) (兼用範囲)
- 原子炉格納施設のうち圧力低減設備 其他の安全設備の 原子炉格納容器安全設備 (残留熱除去系 (サブプレッションプール冷却モード)) (兼用範囲)
- 原子炉格納容器 配管貫通部及び電気配線貫通部 (兼用設備)

備考
D 外径 mm
t 厚さ mm
M 材料

工事計画認可申請	第 4-3-1-1-4 図
女川原子力発電所 第 2 号機	
名称	【重大事故等対処設備】 残留熱除去系系統図 (1/3) (残留熱除去系その 1)
東北電力株式会社	



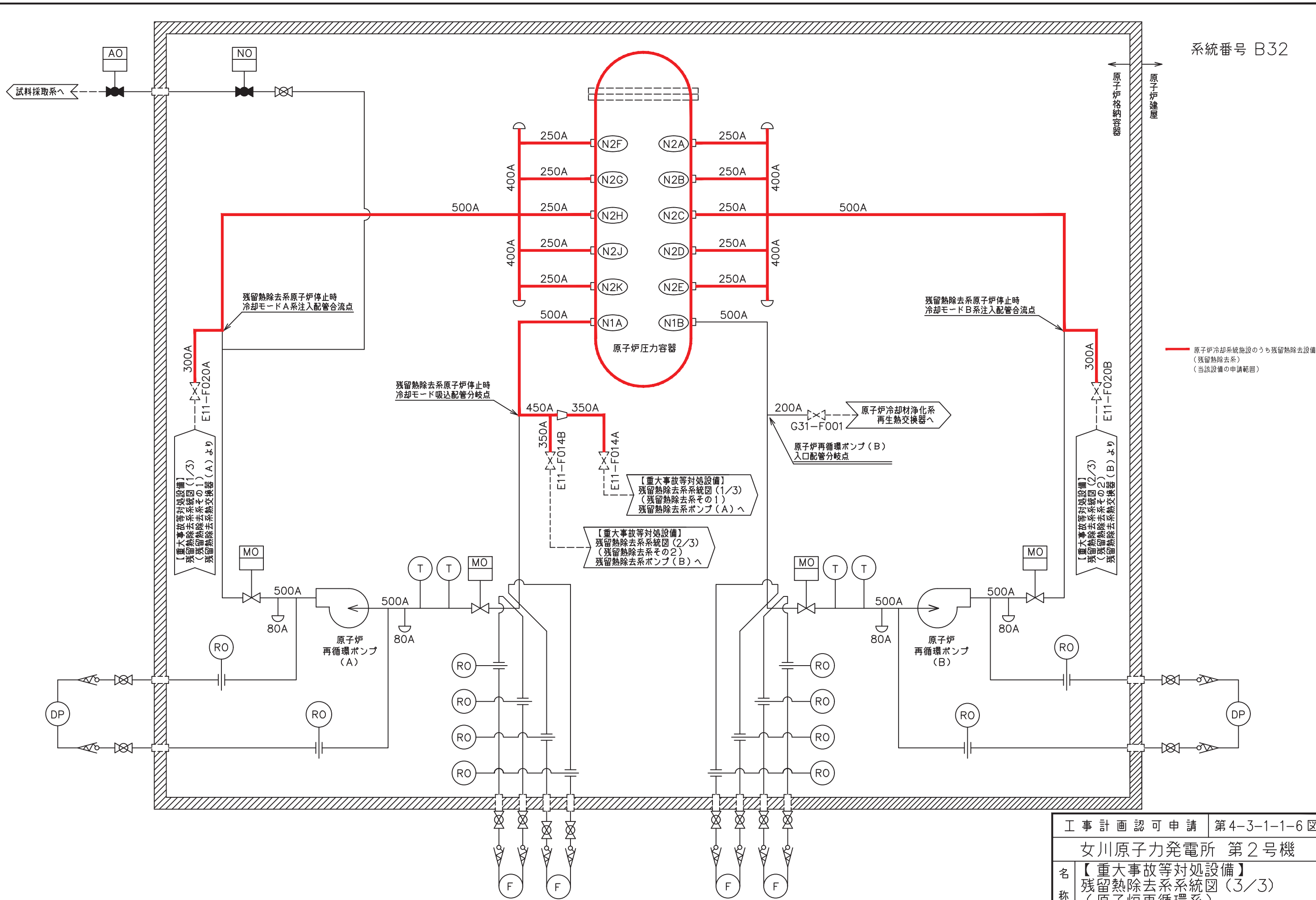
- 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系) (当該設備の申請範囲)
- 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (残留熱除去系) (兼用範囲)
- 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (原子炉格納容器代替スプレイ冷却系) (兼用範囲)
- 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)) (兼用範囲)
- 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード)) (兼用範囲)
- 原子炉格納容器 配管貫通部及び電気配線貫通部 (兼用設備)

*: 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 4-3-1-1-5 図
女川原子力発電所 第 2 号機	
名称	【重大事故等対処設備】 残留熱除去系系統図 (2/3) (残留熱除去系その 2)
東北電力株式会社	

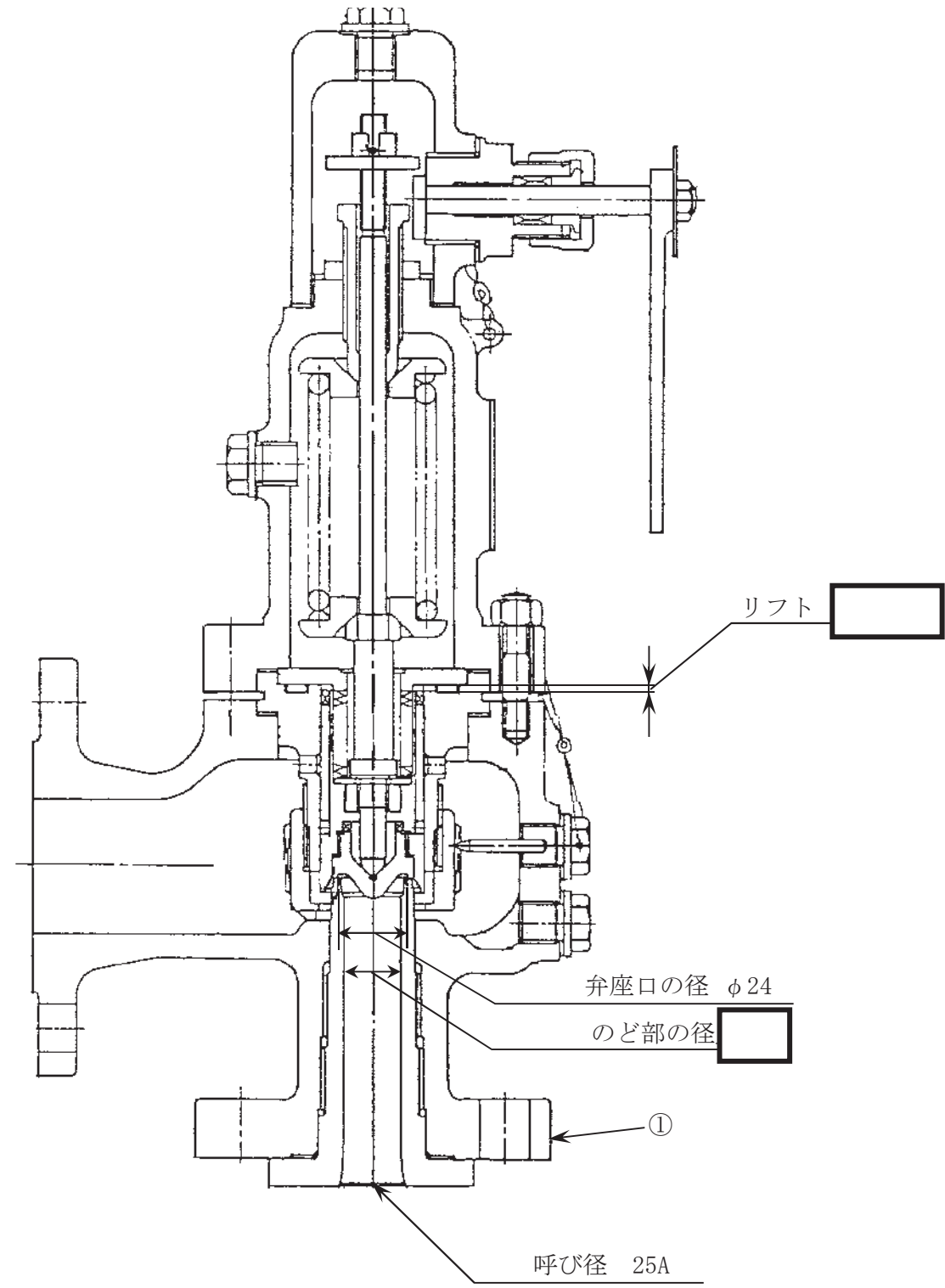
備考

D	外径 mm
t	厚さ mm
M	材料



— 原子炉冷却施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系) (当該設備の申請範囲)

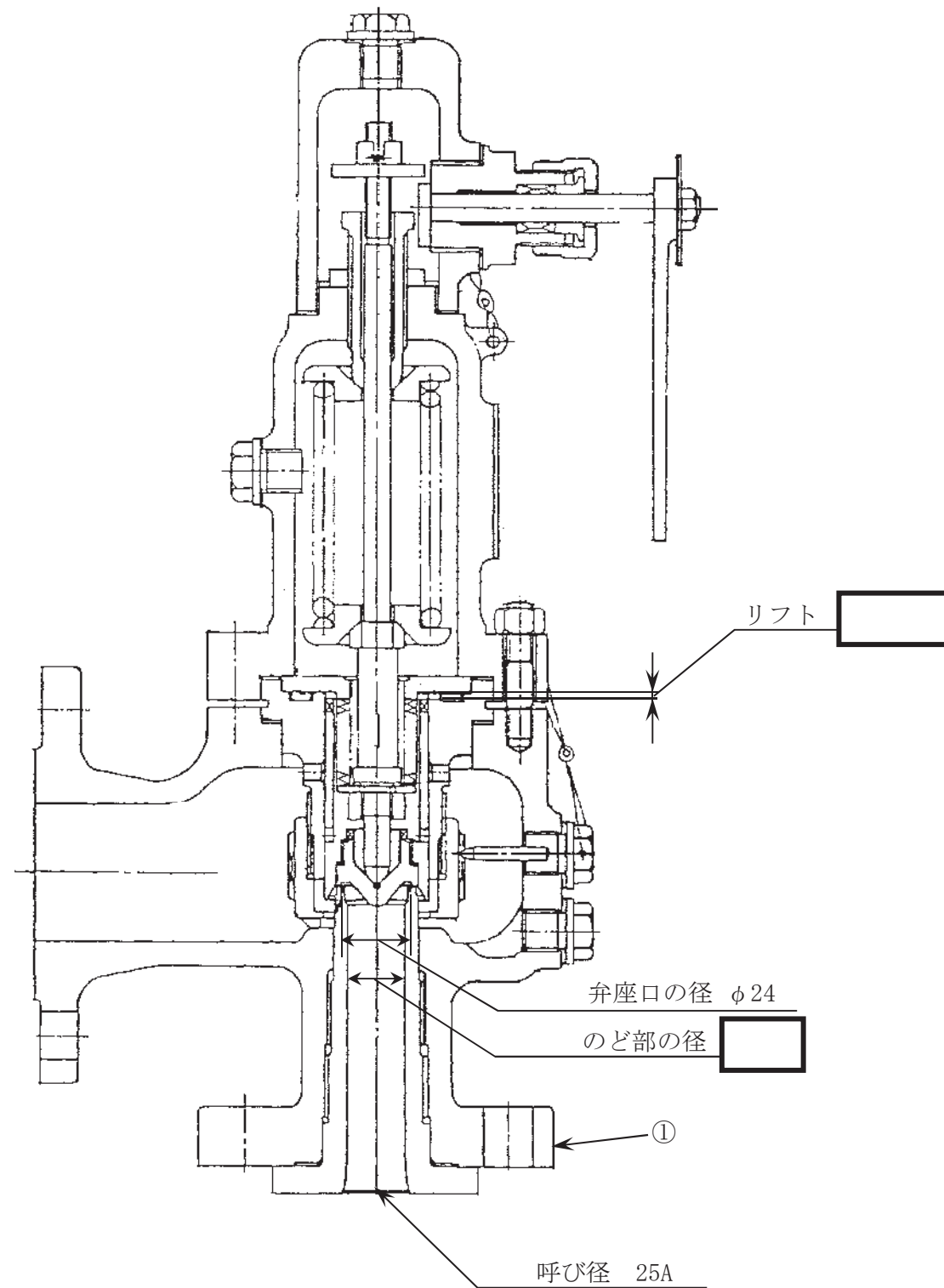
工事計画認可申請	第4-3-1-1-6 図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	【重大事故等対処設備】 残留熱除去系系統図 (3/3) (原子炉再循環系)
東北電力株式会社	



1	弁箱	2	SCPH2
番号	品名	個数	材料
部品表			

注1：寸法はmmを示す。
 注2：特記なき寸法は公称値を示す。

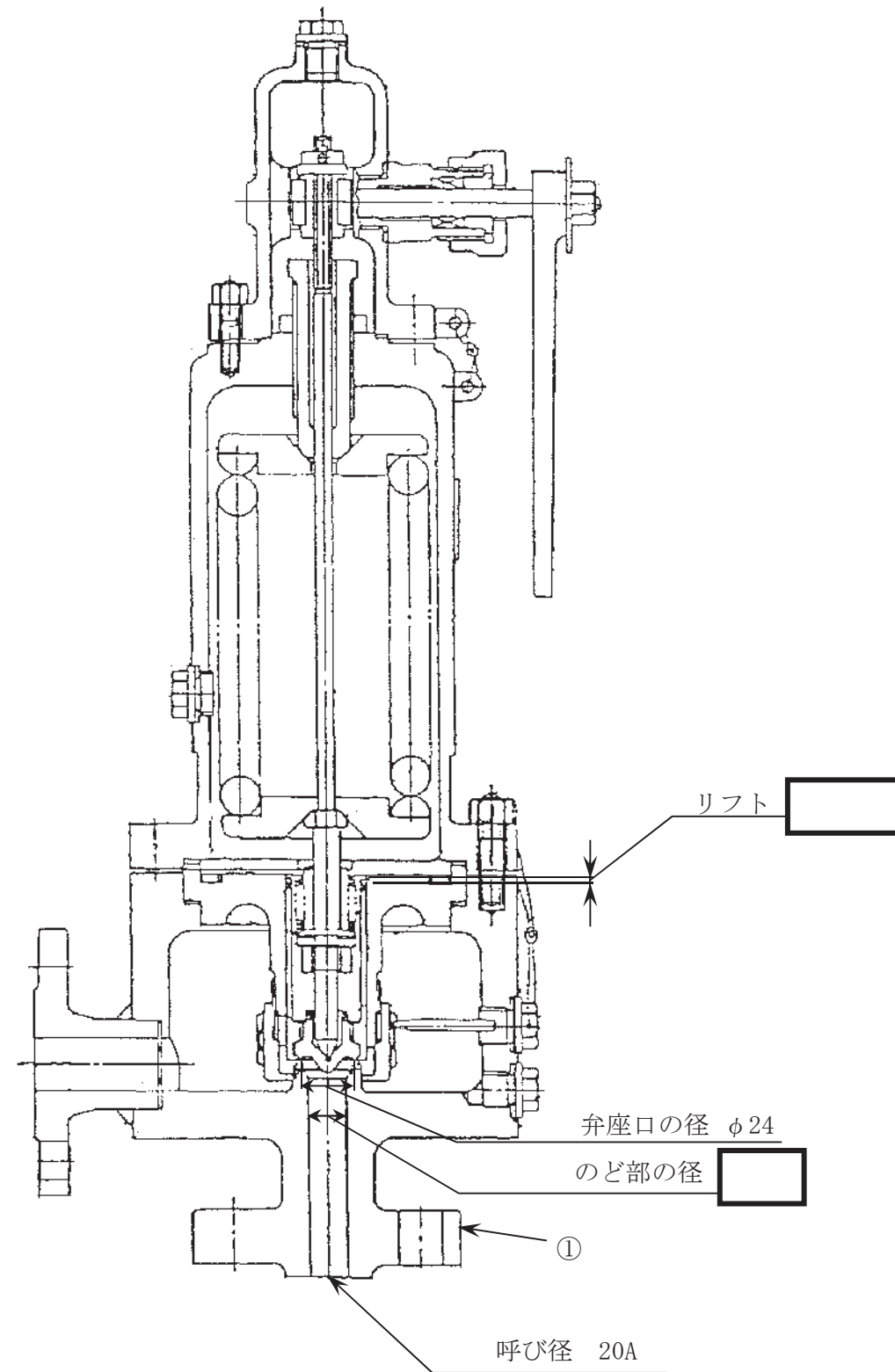
工事計画認可申請	第4-3-1-3-1図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	E11-F048A, B 構造図
東北電力株式会社	



1	弁箱	1	SCPH2
番号	品名	個数	材料
部品表			

注1：寸法はmmを示す。
 注2：特記なき寸法は公称値を示す。

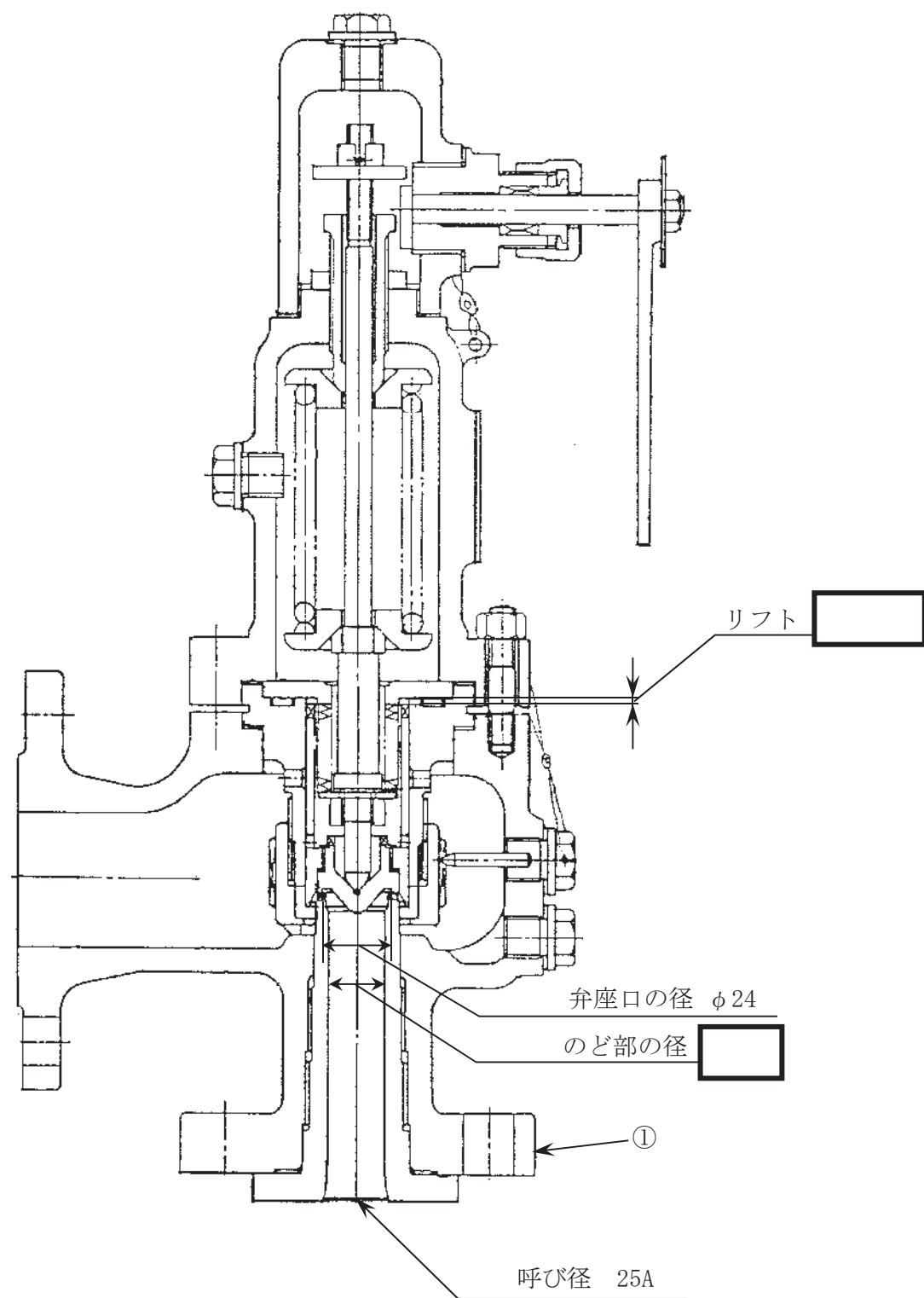
工事計画認可申請	第4-3-1-3-2図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	E11-F048C 構造図
東北電力株式会社	



1	弁箱	2	SF50A
番号	品名	個数	材料
部品表			

注1：寸法はmmを示す。
 注2：特記なき寸法は公称値を示す。

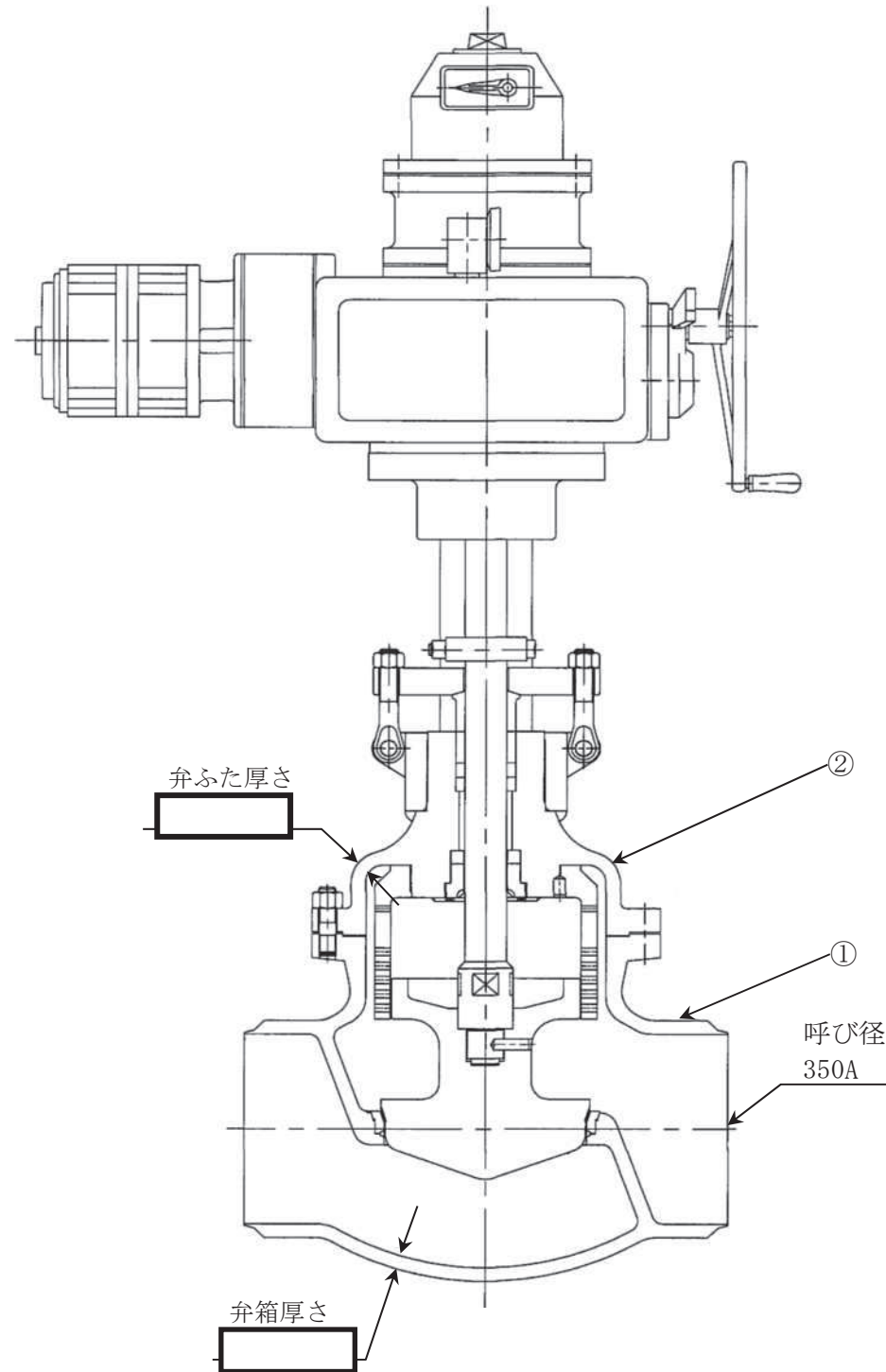
工事計画認可申請	第4-3-1-3-3図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	E11-F050A, B 構造図
東北電力株式会社	



1	弁箱	2	SCPH2
番号	品名	個数	材料
部品表			

注1：寸法はmmを示す。
 注2：特記なき寸法は公称値を示す。

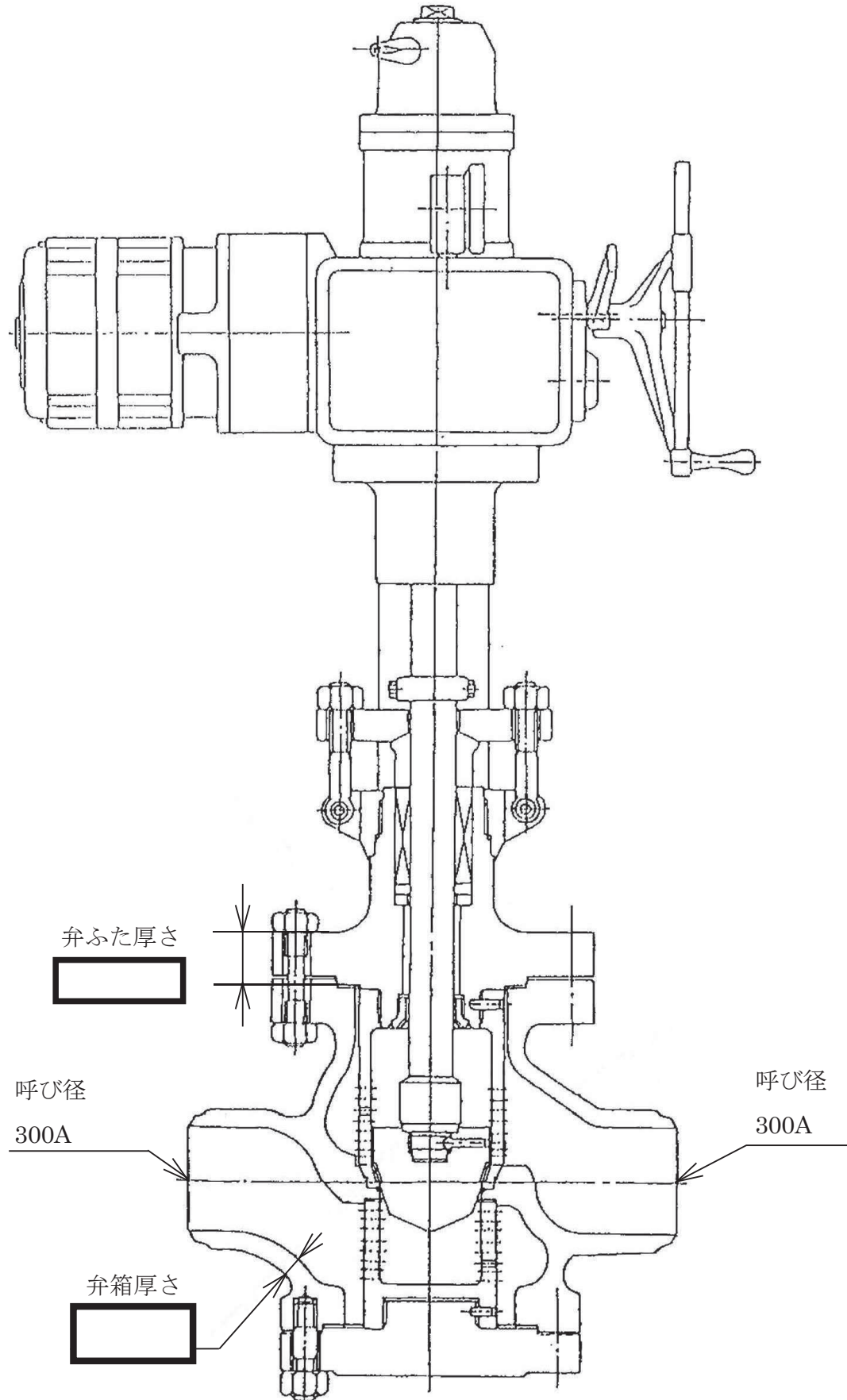
工事計画認可申請	第4-3-1-3-4図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	E11-F054A, B 構造図
東北電力株式会社	



2	弁ふた	2	SCPH2
1	弁箱	2	SCPH2
番号	品名	個数	材料
部品表			

注1：寸法はmmを示す。
注2：特記なき寸法は公称値を示す。

工事計画認可申請	第4-3-1-4-1図
女川原子力発電所	第2号機
名称	E11-F008A, B 構造図
東北電力株式会社	

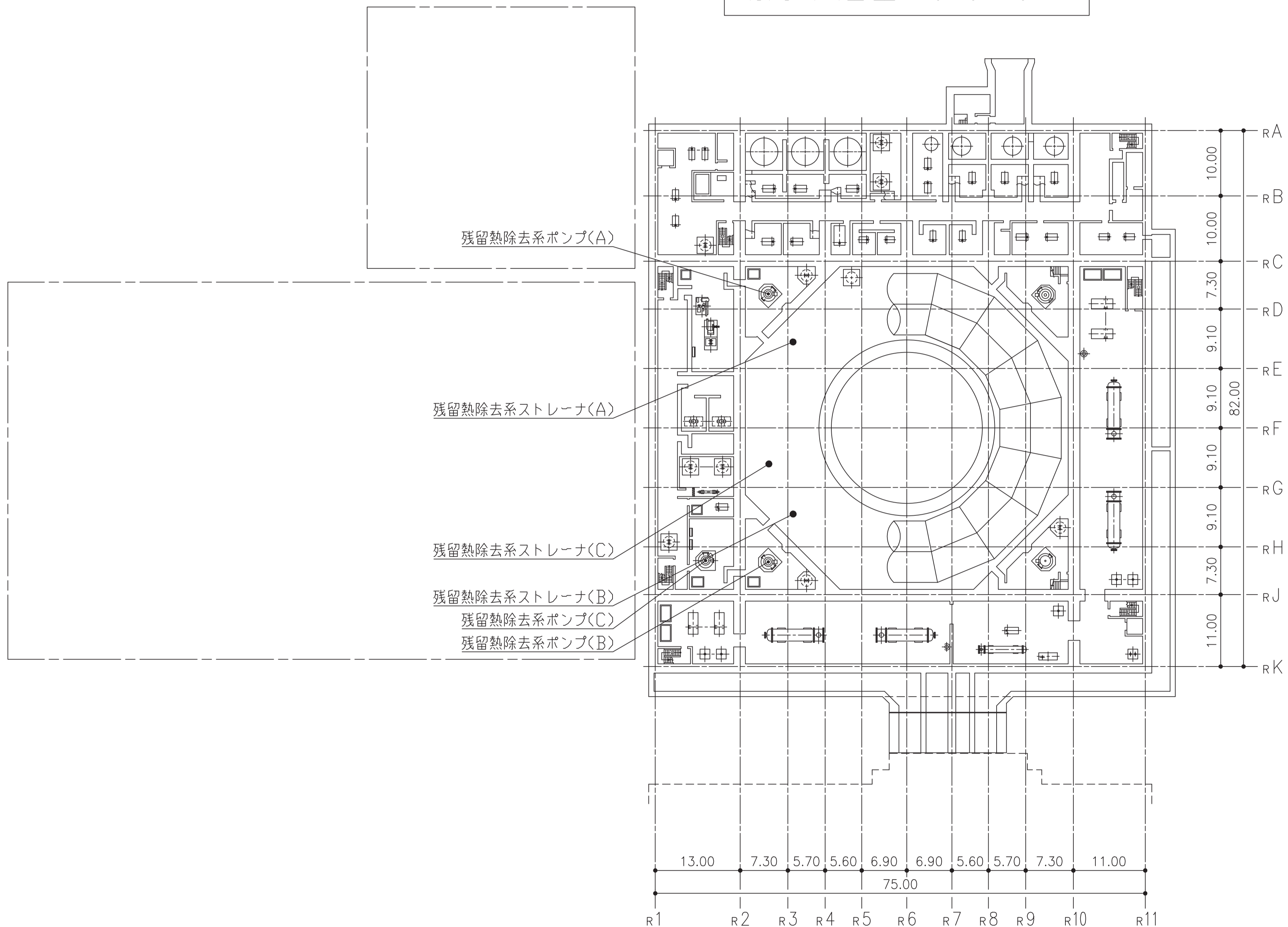


3	弁体	2	S25C
2	弁ふた	2	SCPH2
1	弁箱	2	SCPH2
番号	品名	個数	材料
部品表			

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。

工事計画認可申請	第4-3-1-4-2図
女川原子力発電所 第2号機	
名称	E11-F018A, B 構造図
東北電力株式会社	

原子炉建屋 O. P. -8. 10



海水ポンプ室

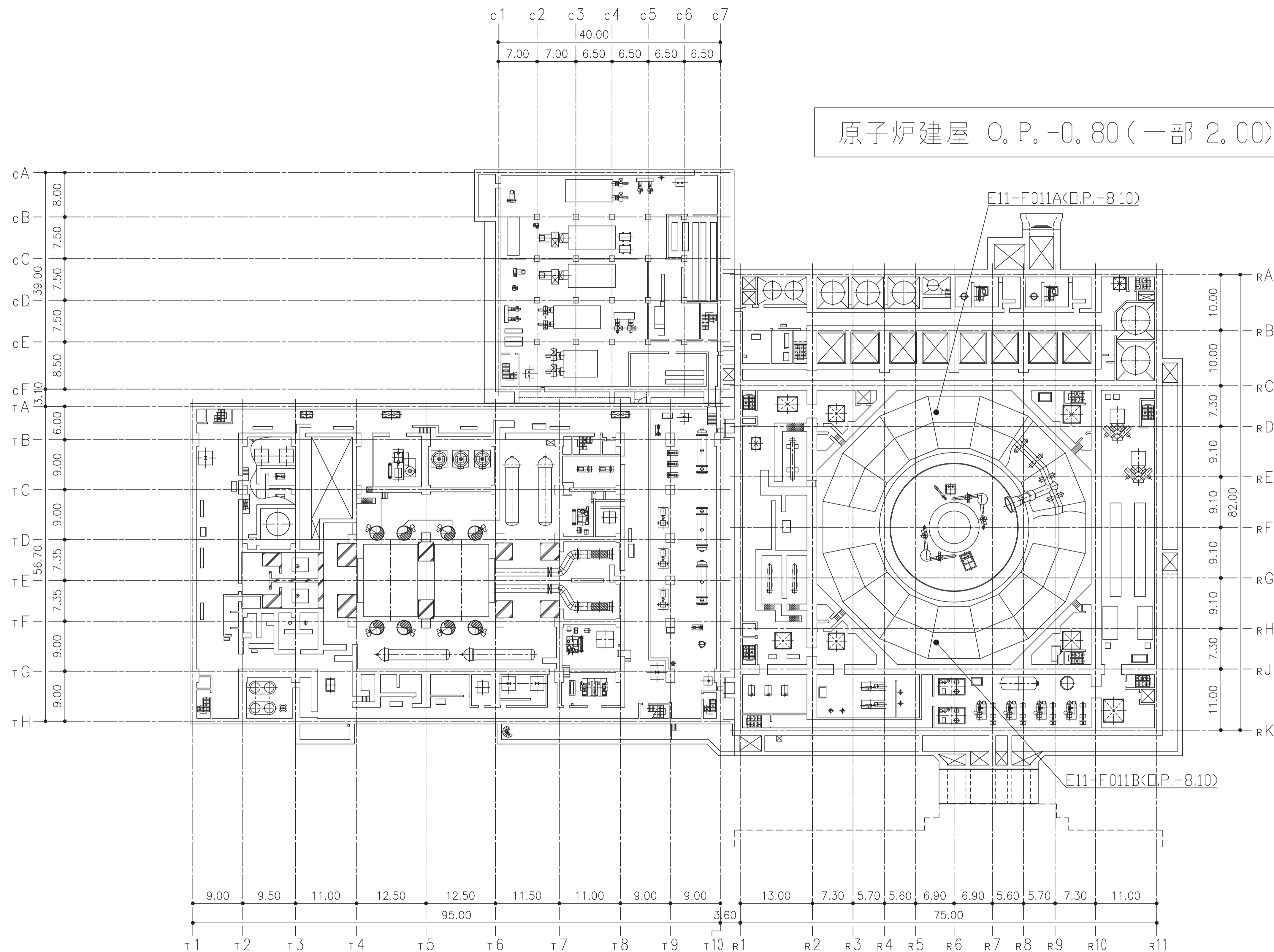
注：寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-3-1-5-1 図
女川原子力発電所	第2号機
名	残留熱除去系
称	機器の配置を明示した図面(その1)
東北電力株式会社	



制御建屋 O. P. 1.50

原子炉建屋 O. P. -0.80 (一部 2.00)

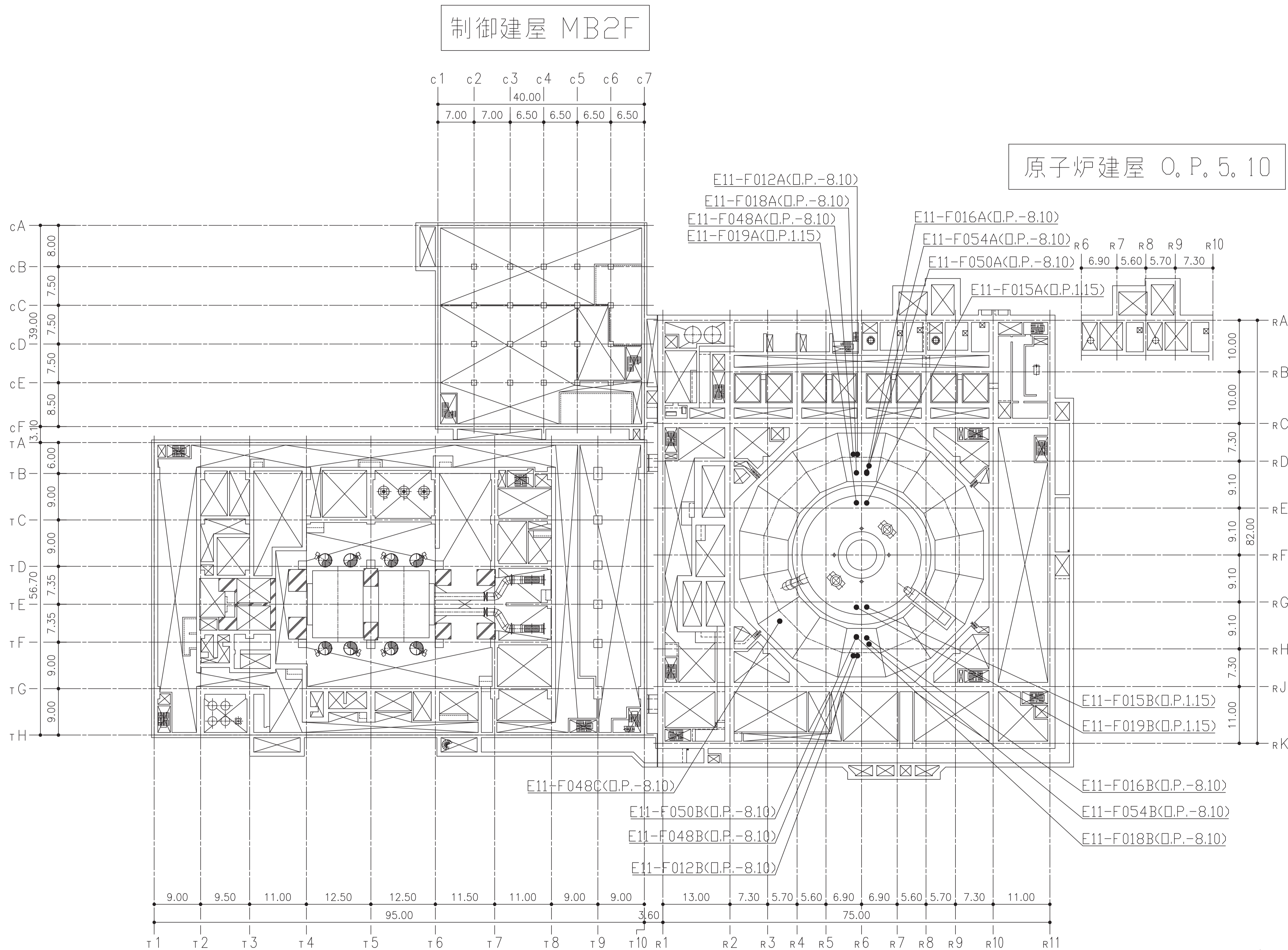


タービン建屋 O. P. 0.80

海水ポンプ室

注：寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-3-1-5-2図
女川原子力発電所	第2号機
名	残留熱除去系
称	機器の配置を明示した図面(その2)
東北電力株式会社	



原子炉建屋 O.P. 5. 10

制御建屋 MB2F

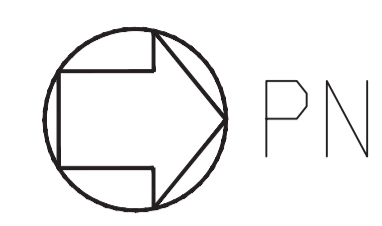
タービン建屋 MB2F

原子炉建屋 MB2F

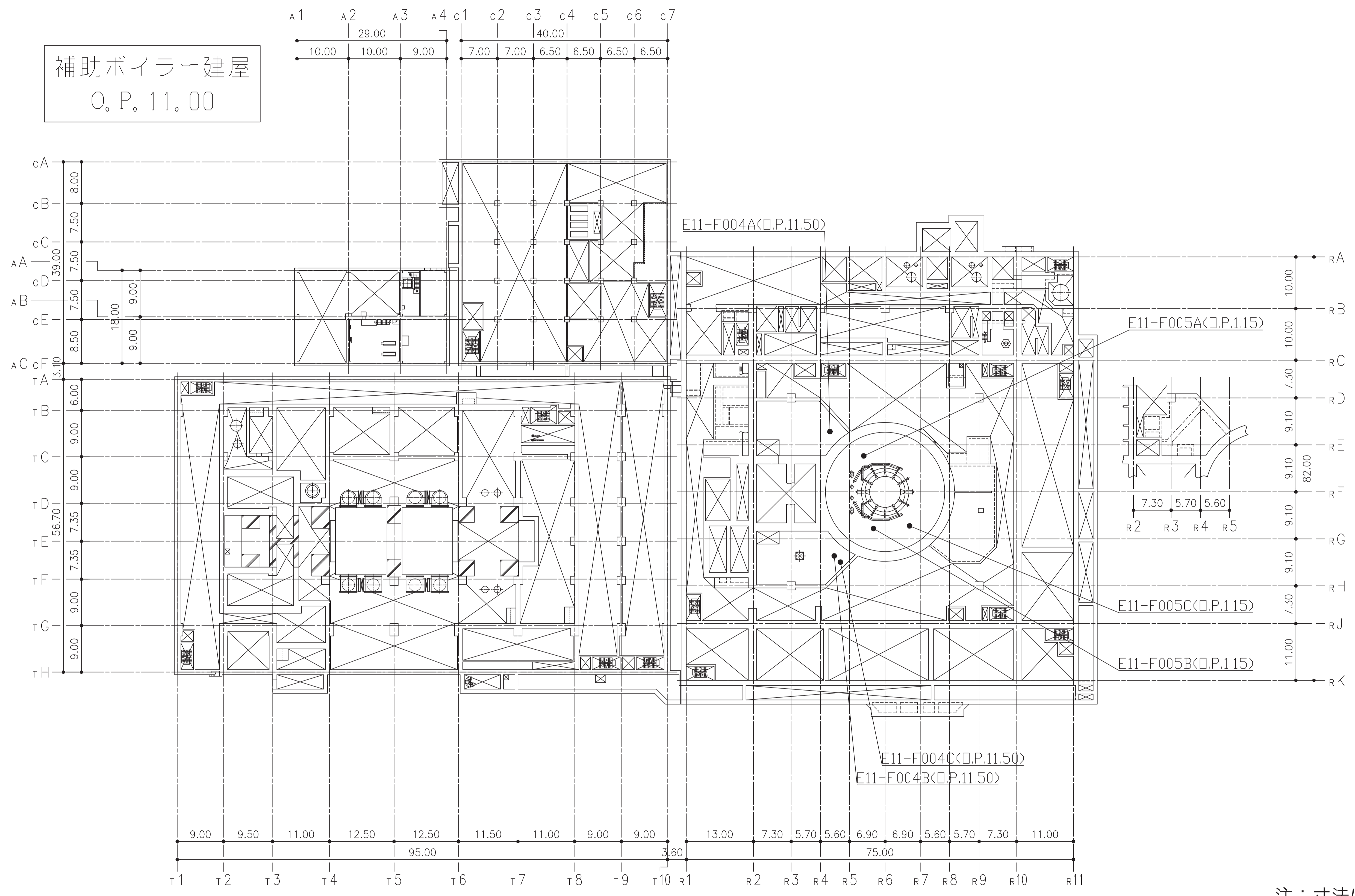
注：寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-3-1-5-3図
女川原子力発電所	第2号機
名	残留熱除去系
称	機器の配置を明示した図面 (その3)
東北電力株式会社	

制御建屋 MB1F



補助ボイラー建屋
O.P. 11.00



タービン建屋 MB1F

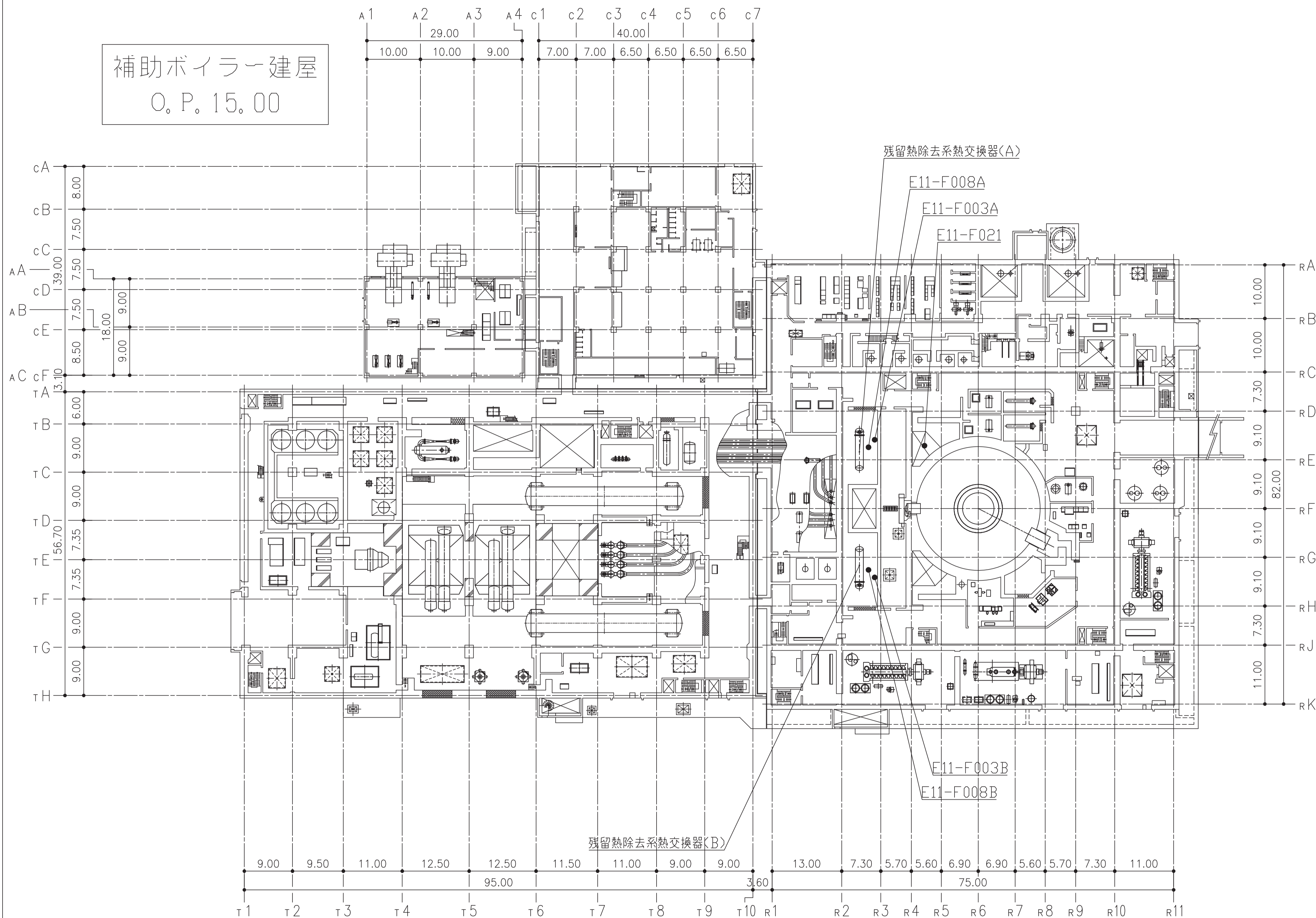
原子炉建屋 MB1F

注：寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-3-1-5-4図
女川原子力発電所	第2号機
名	残留熱除去系
称	機器の配置を明示した図面(その4)
東北電力株式会社	

制御建屋 O. P. 15.00

補助ボイラー建屋
O. P. 15.00

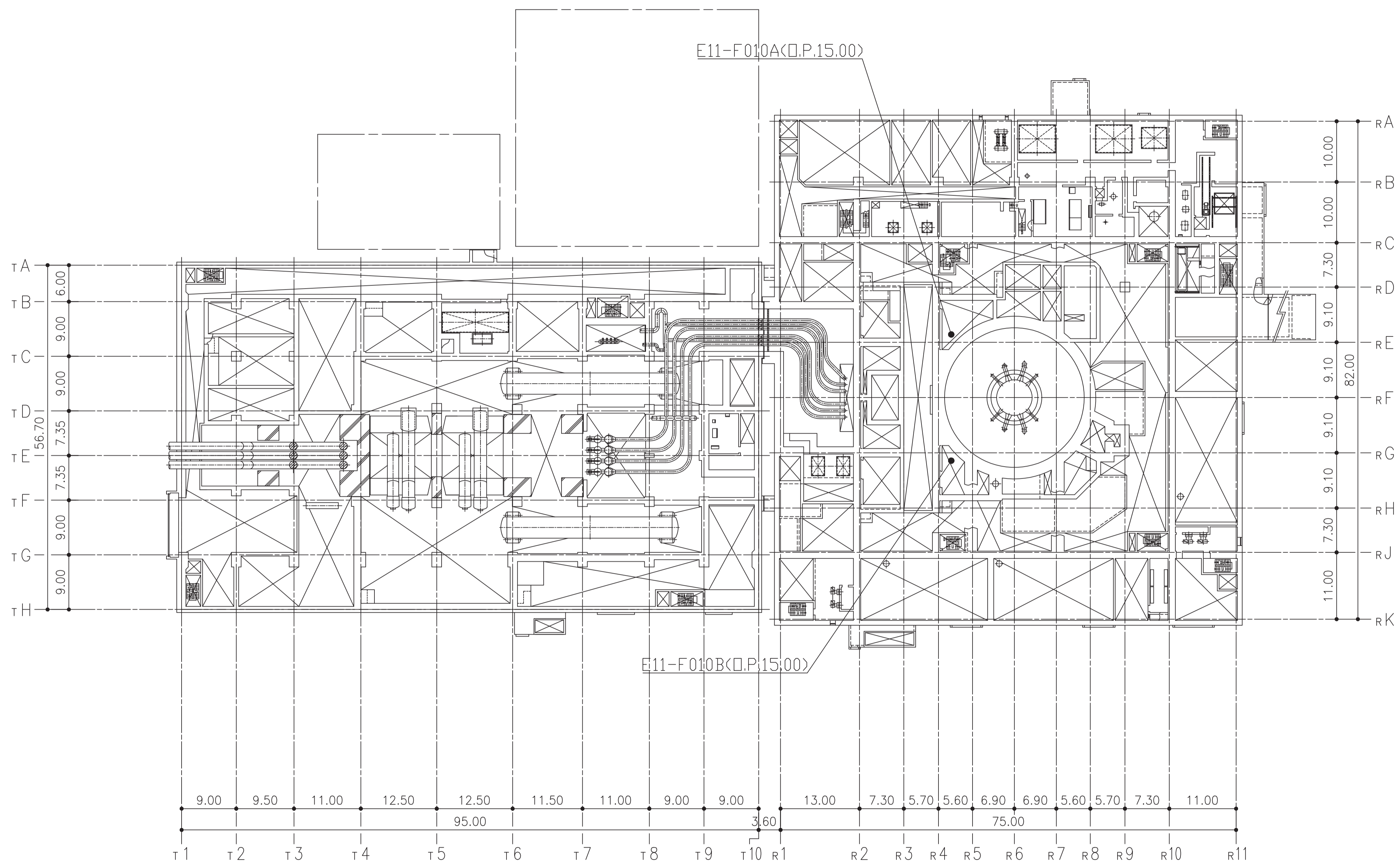


タービン建屋 O. P. 15.00

原子炉建屋 O. P. 15.00

注：寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-3-1-5-5図
女川原子力発電所	第2号機
名	残留熱除去系
称	機器の配置を明示した図面(その5)
東北電力株式会社	

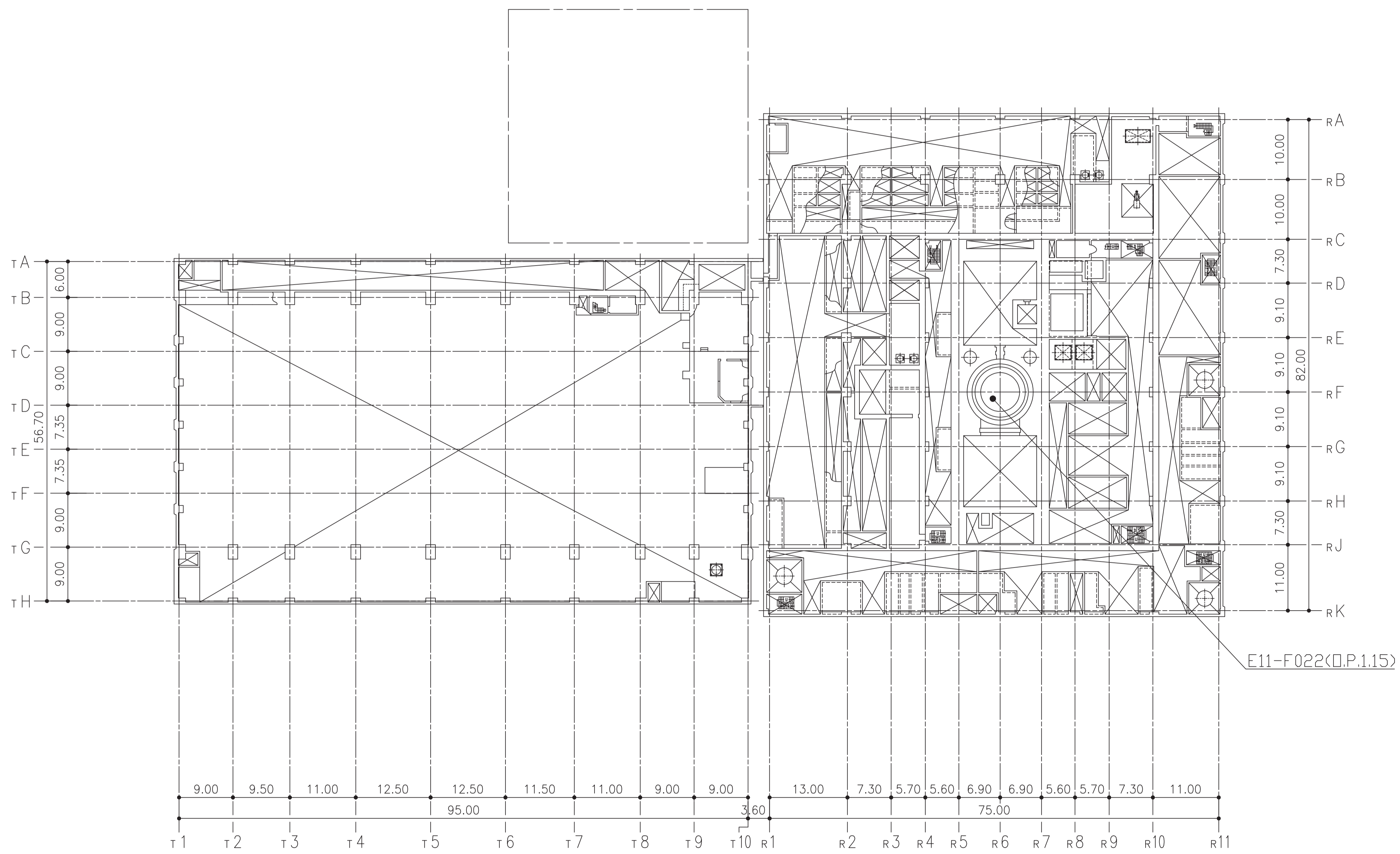


タービン建屋 M2F

原子炉建屋 M2F

注：寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-3-1-5-6図
女川原子力発電所	第2号機
名	残留熱除去系
称	機器の配置を明示した図面(その6)
東北電力株式会社	

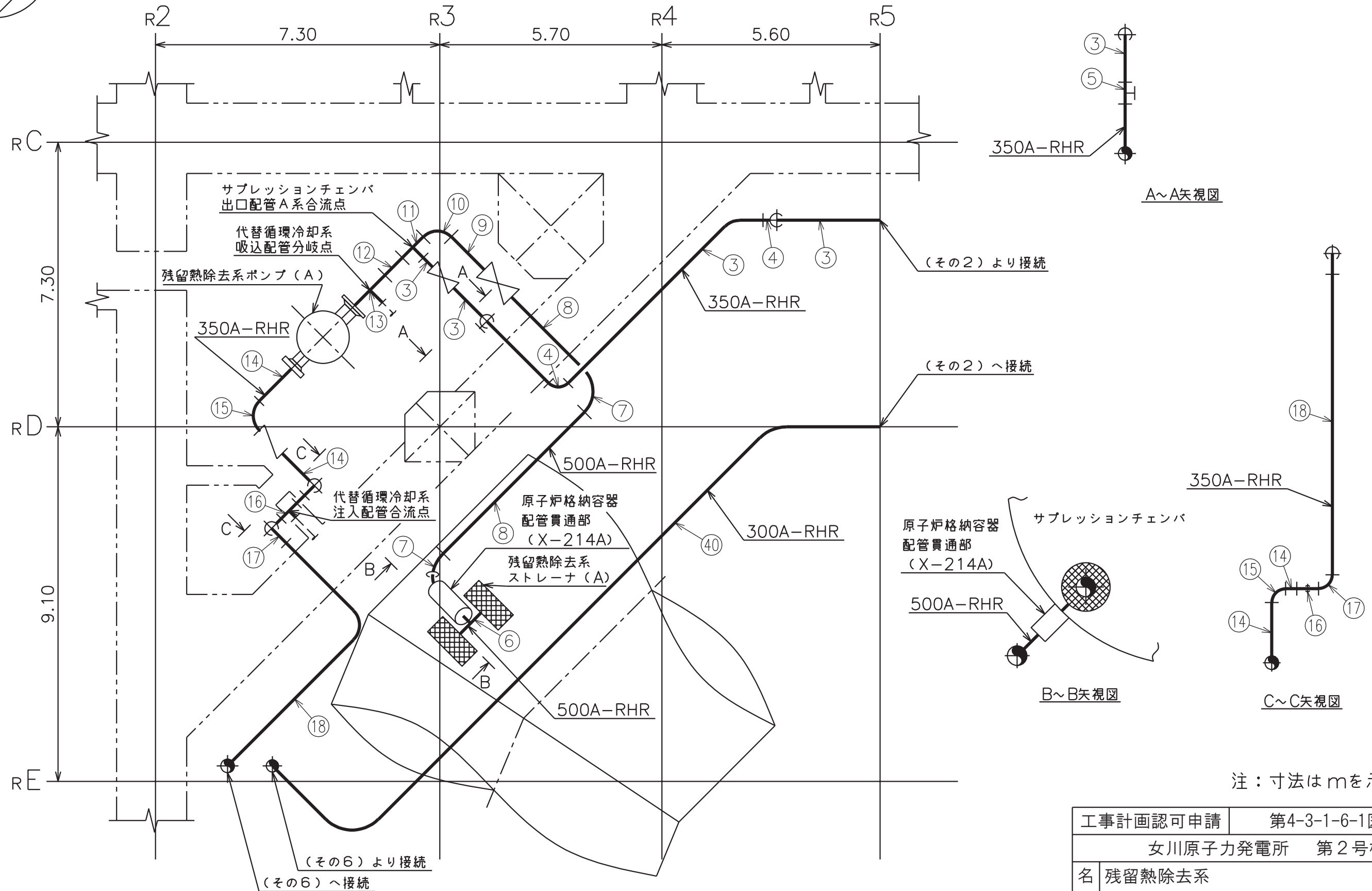
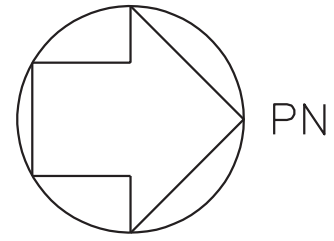


タービン建屋 M3F

原子炉建屋 M3F

注：寸法はmを示す。

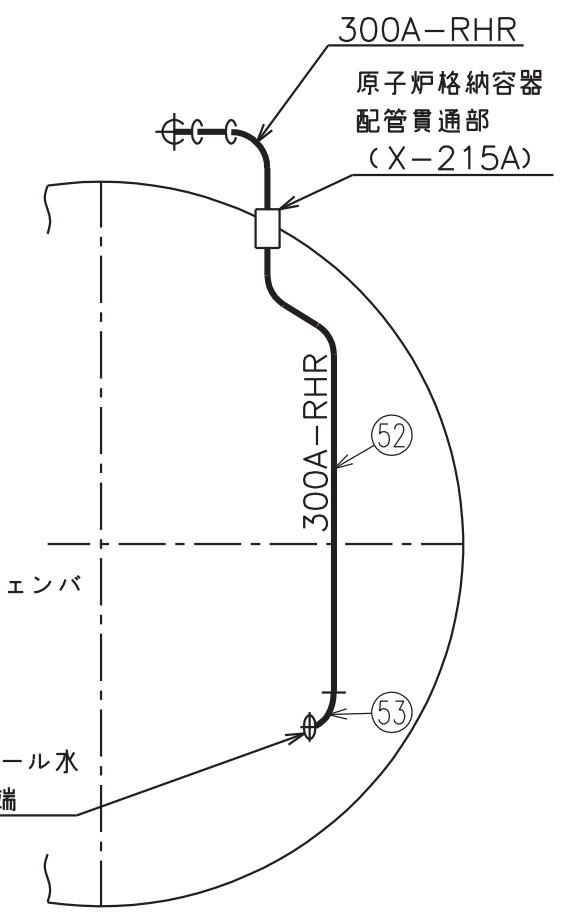
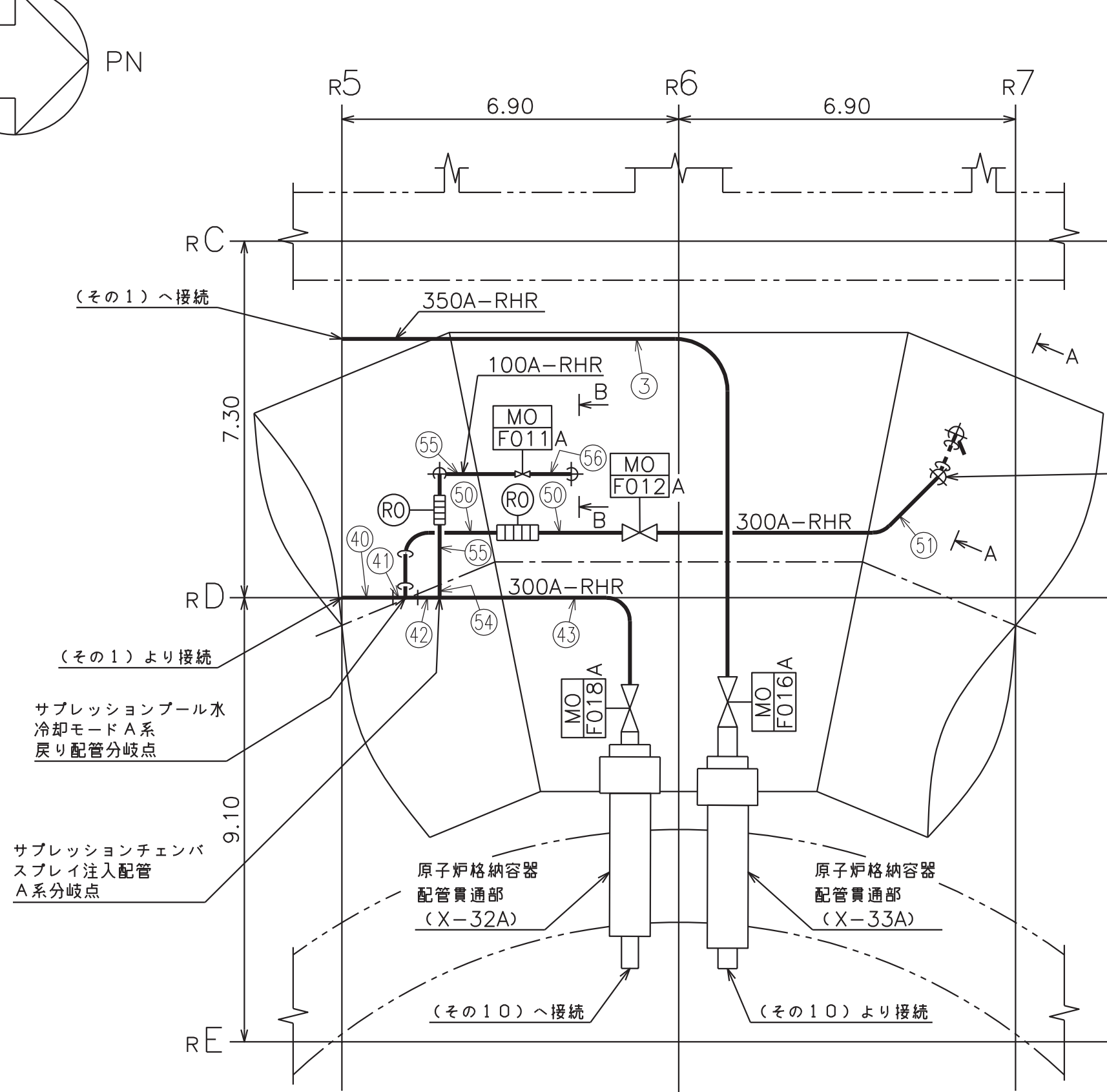
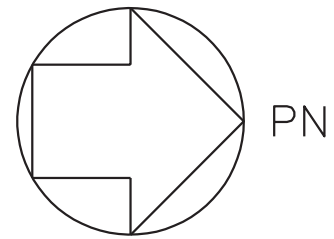
工事計画認可申請	第4-3-1-5-7図
女川原子力発電所	第2号機
名	残留熱除去系
称	機器の配置を明示した図面(その7)
東北電力株式会社	



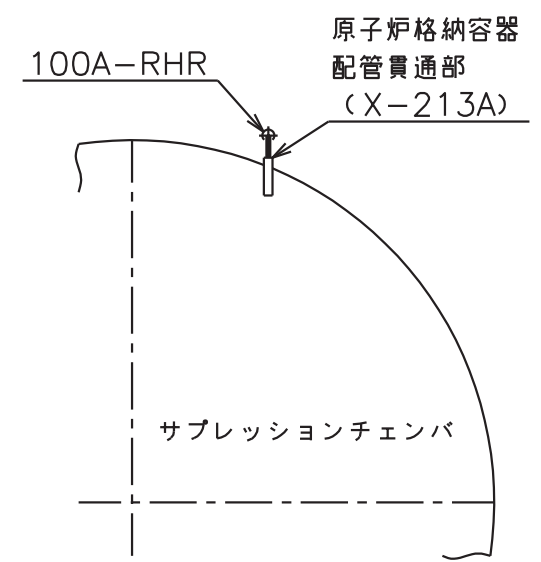
注：寸法はmを示す。

O.P.-8.10

工事計画認可申請	第4-3-1-6-1図
女川原子力発電所 第2号機	
名	残留熱除去系
称	主配管の配置を明示した図面(その1)
東北電力株式会社	
RHR	0512



A~A矢视图

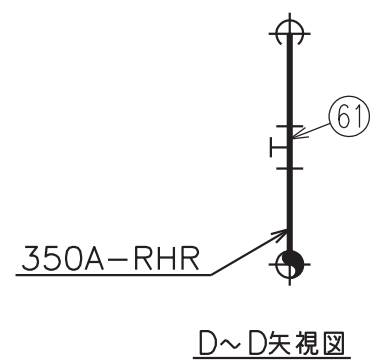
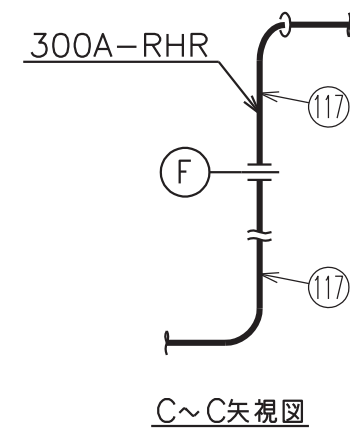
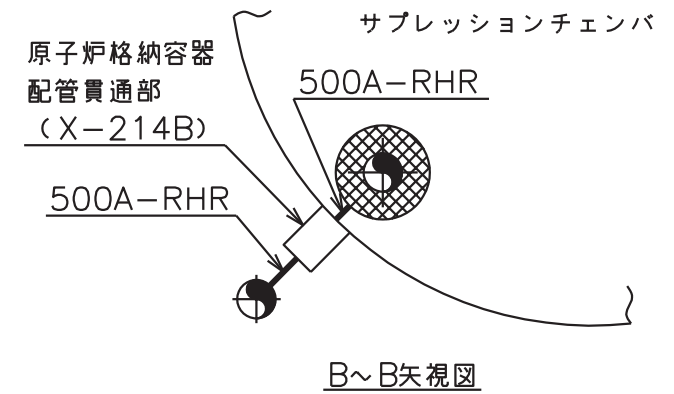
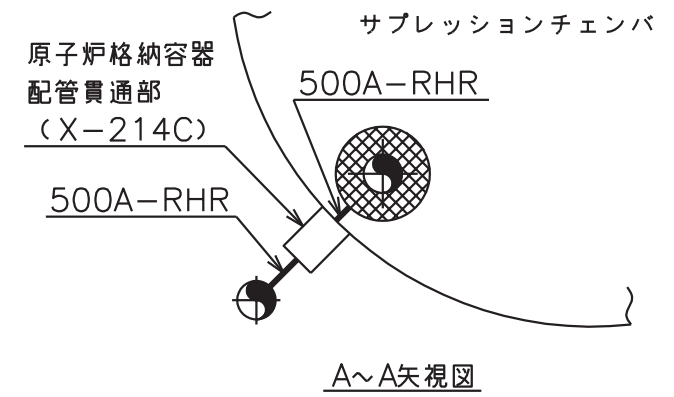
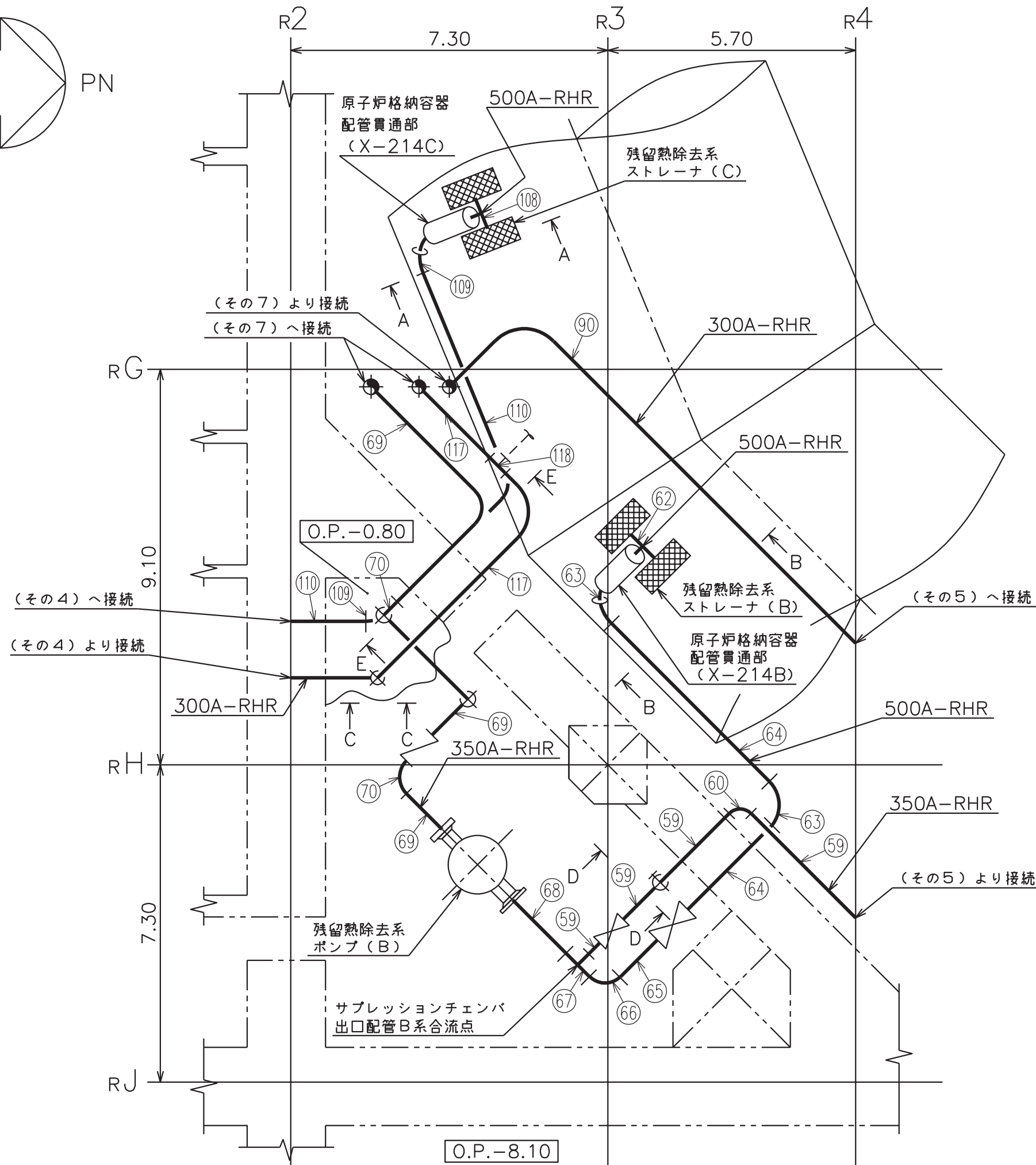
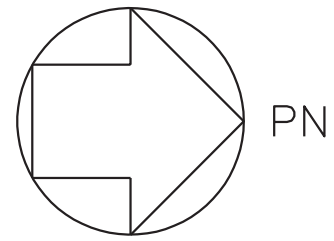


B~B矢视图

注：寸法はmを示す。

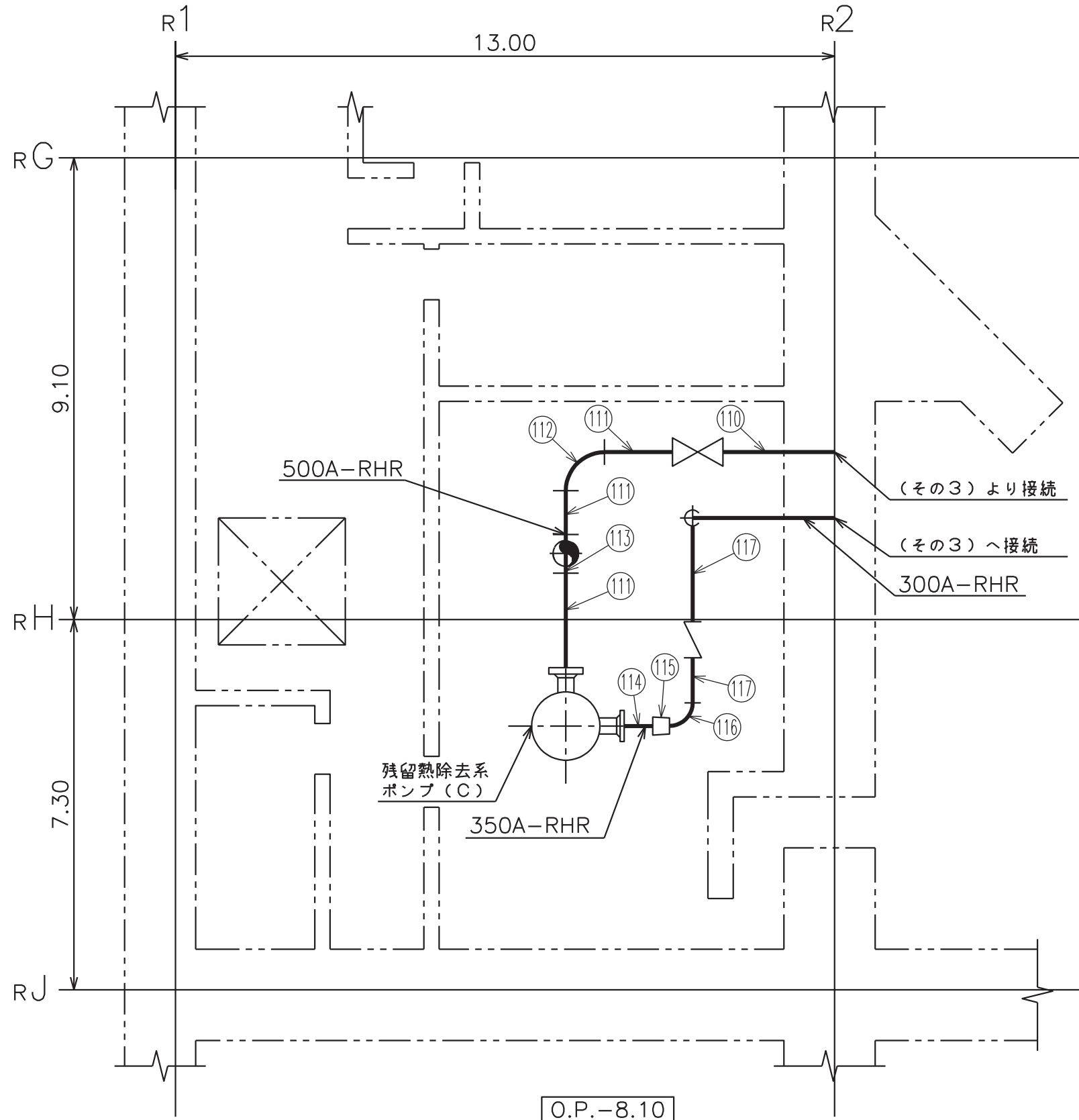
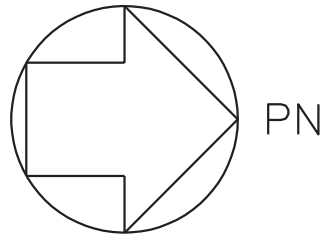
O.P.-8.10

工事計画認可申請	第4-3-1-6-2図
女川原子力発電所 第2号機	
名	残留熱除去系
称	主配管の配置を明示した図面(その2)
東北電力株式会社	
RHR	1520



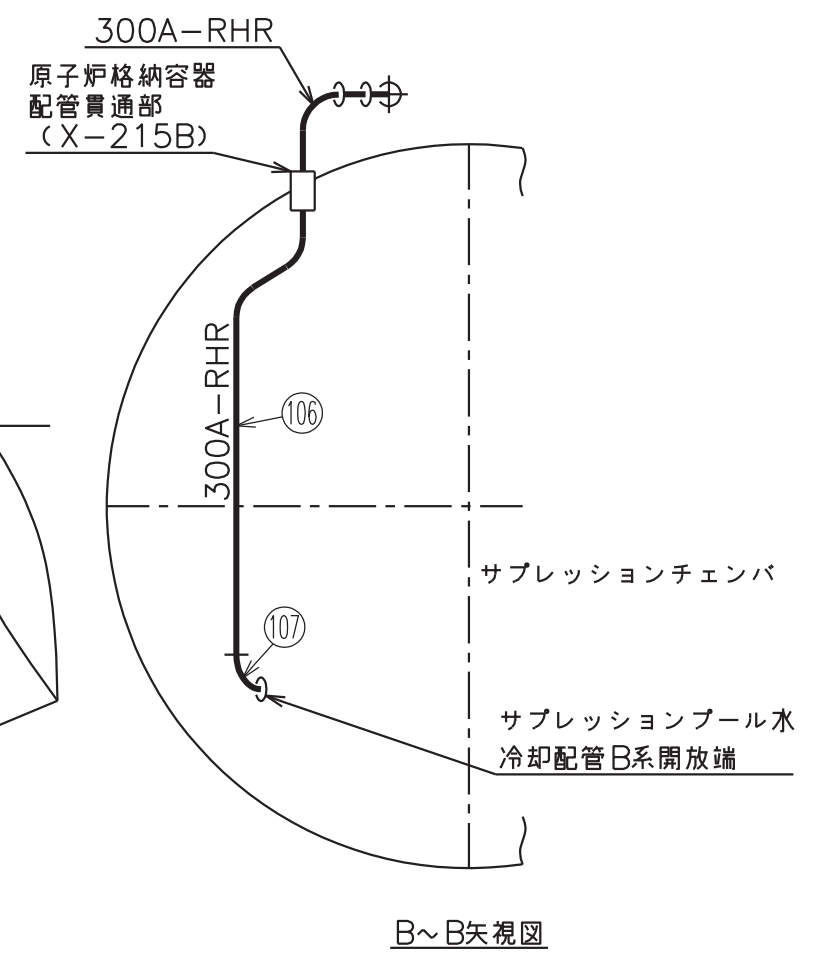
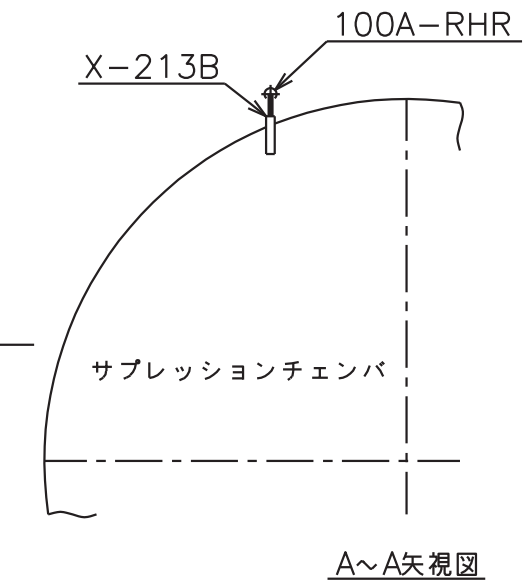
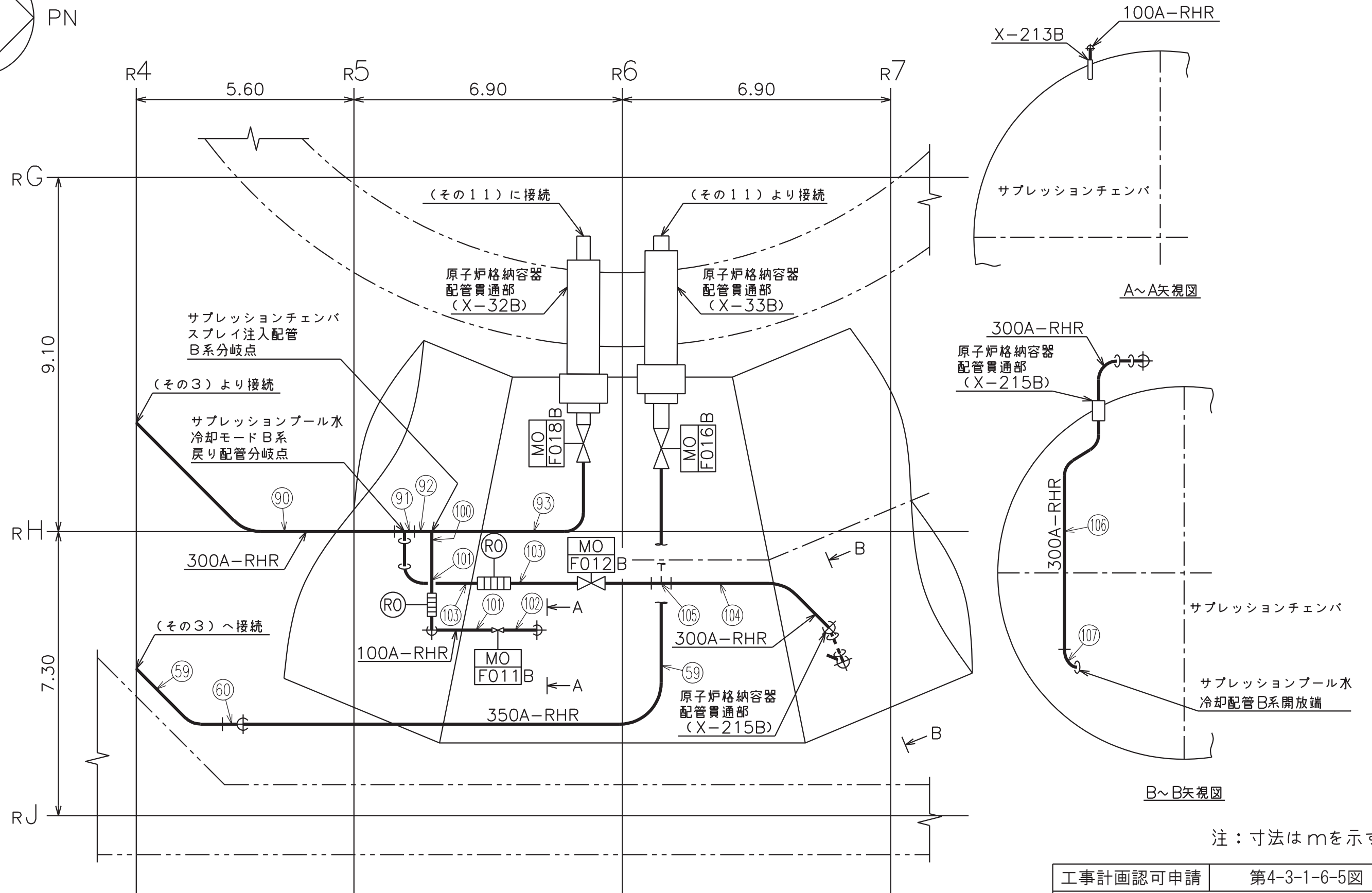
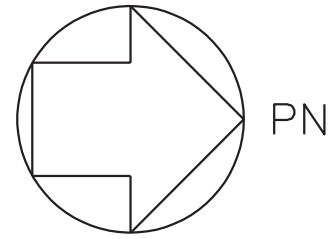
注：寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-3-1-6-3図
女川原子力発電所 第2号機	
名	残留熱除去系
称	主配管の配置を明示した図面(その3)
東北電力株式会社	
RHR	1520



注：寸法はmを示す。

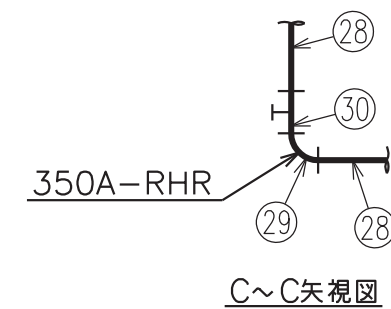
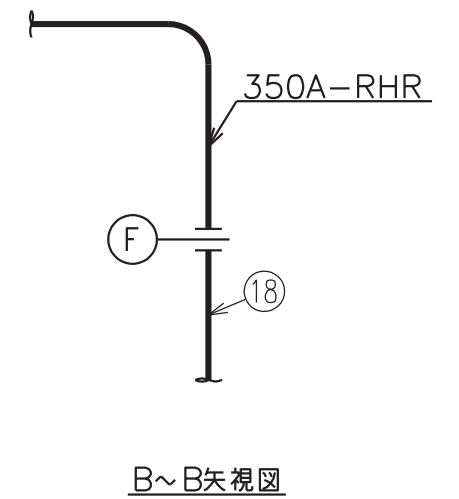
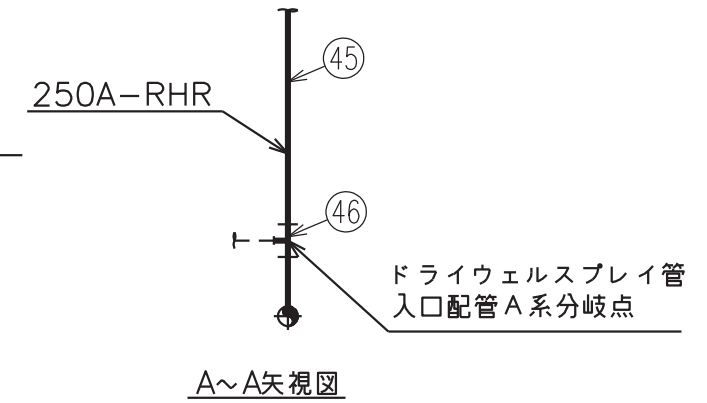
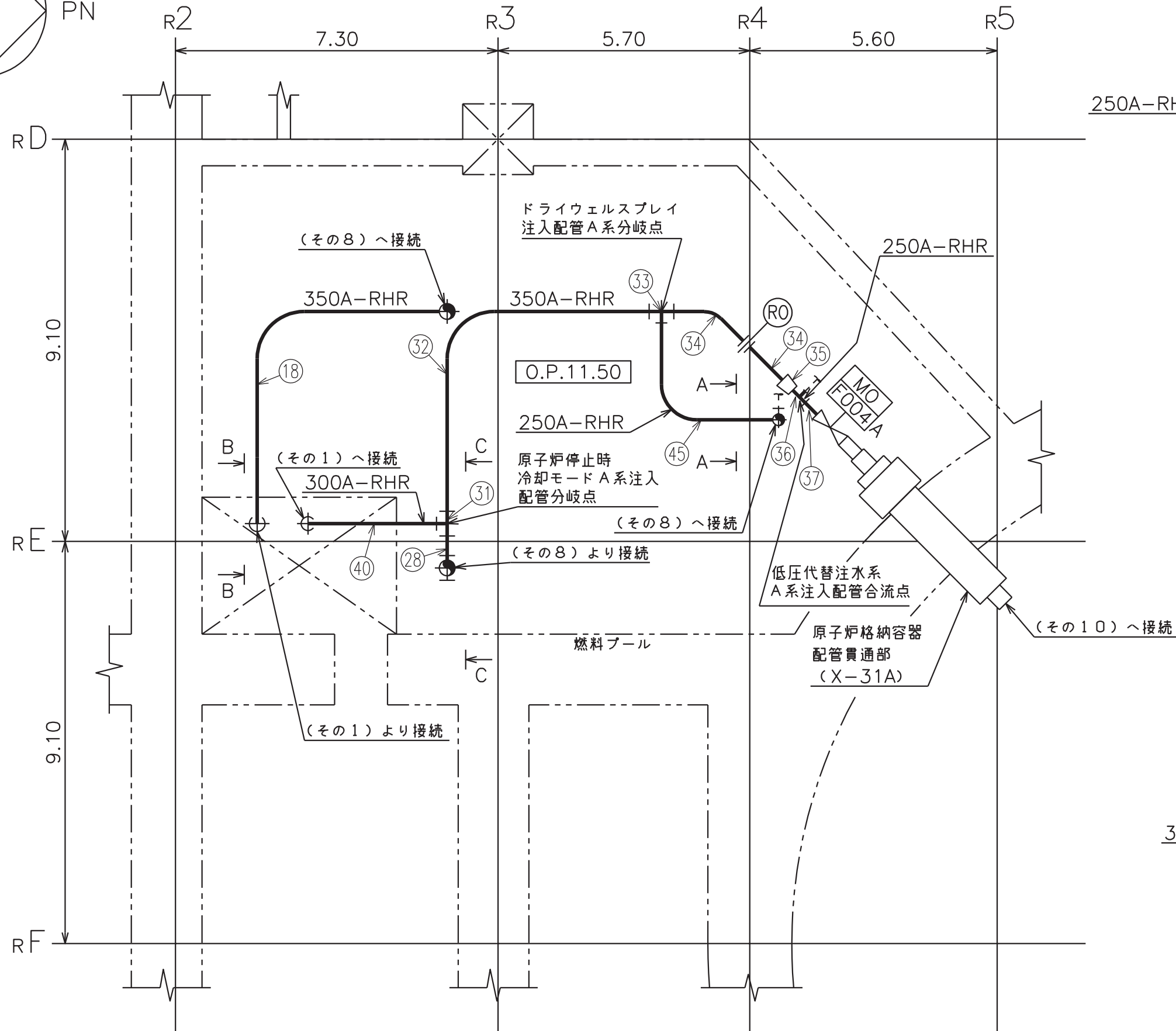
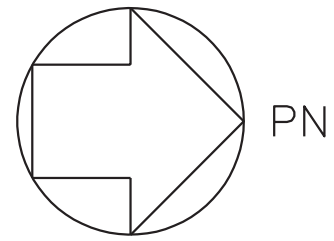
工事計画認可申請	第4-3-1-6-4図
女川原子力発電所 第2号機	
名	残留熱除去系
称	主配管の配置を明示した図面(その4)
東北電力株式会社	
RHR	1520



O.P.-8.10

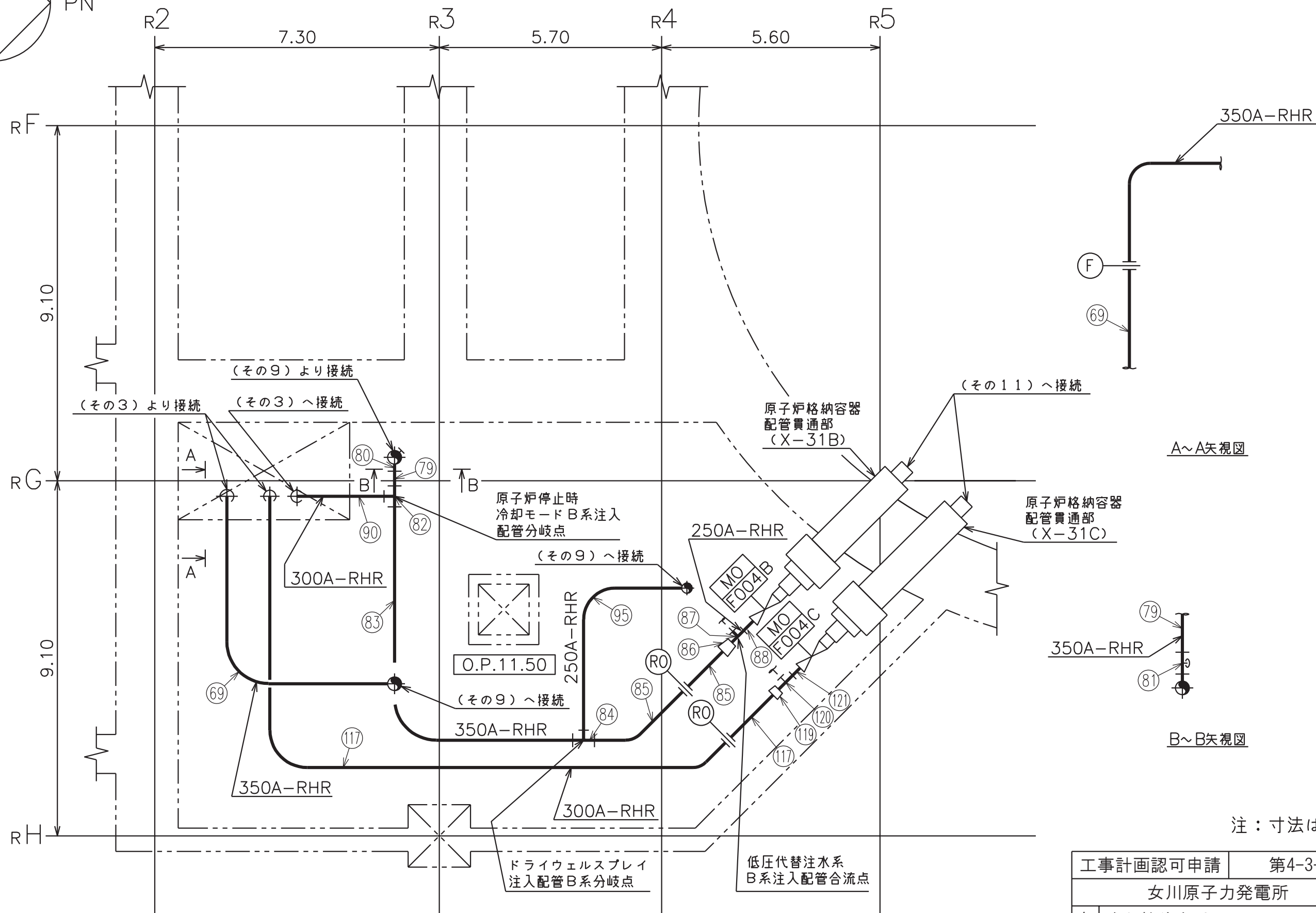
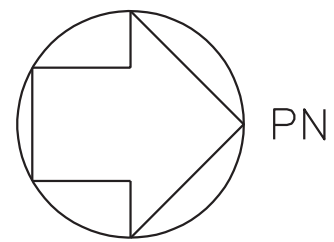
注：寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-3-1-6-5図
女川原子力発電所 第2号機	
名	残留熱除去系
称	主配管の配置を明示した図面(その5)
東北電力株式会社	
RHR	1520



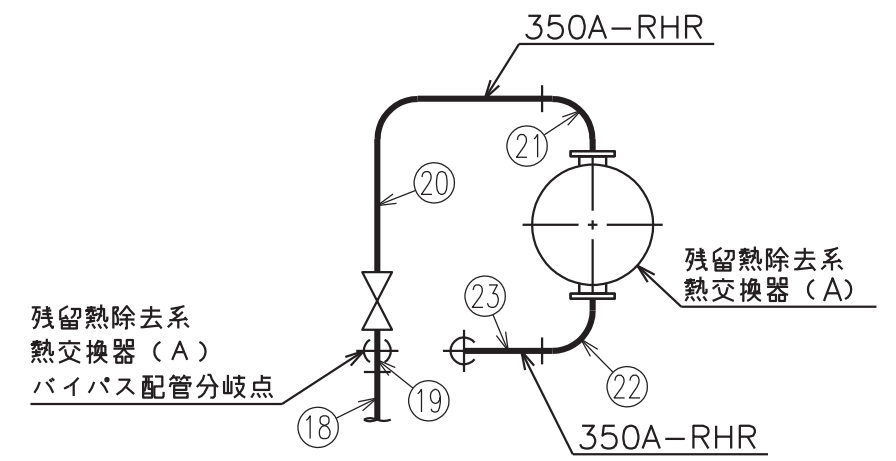
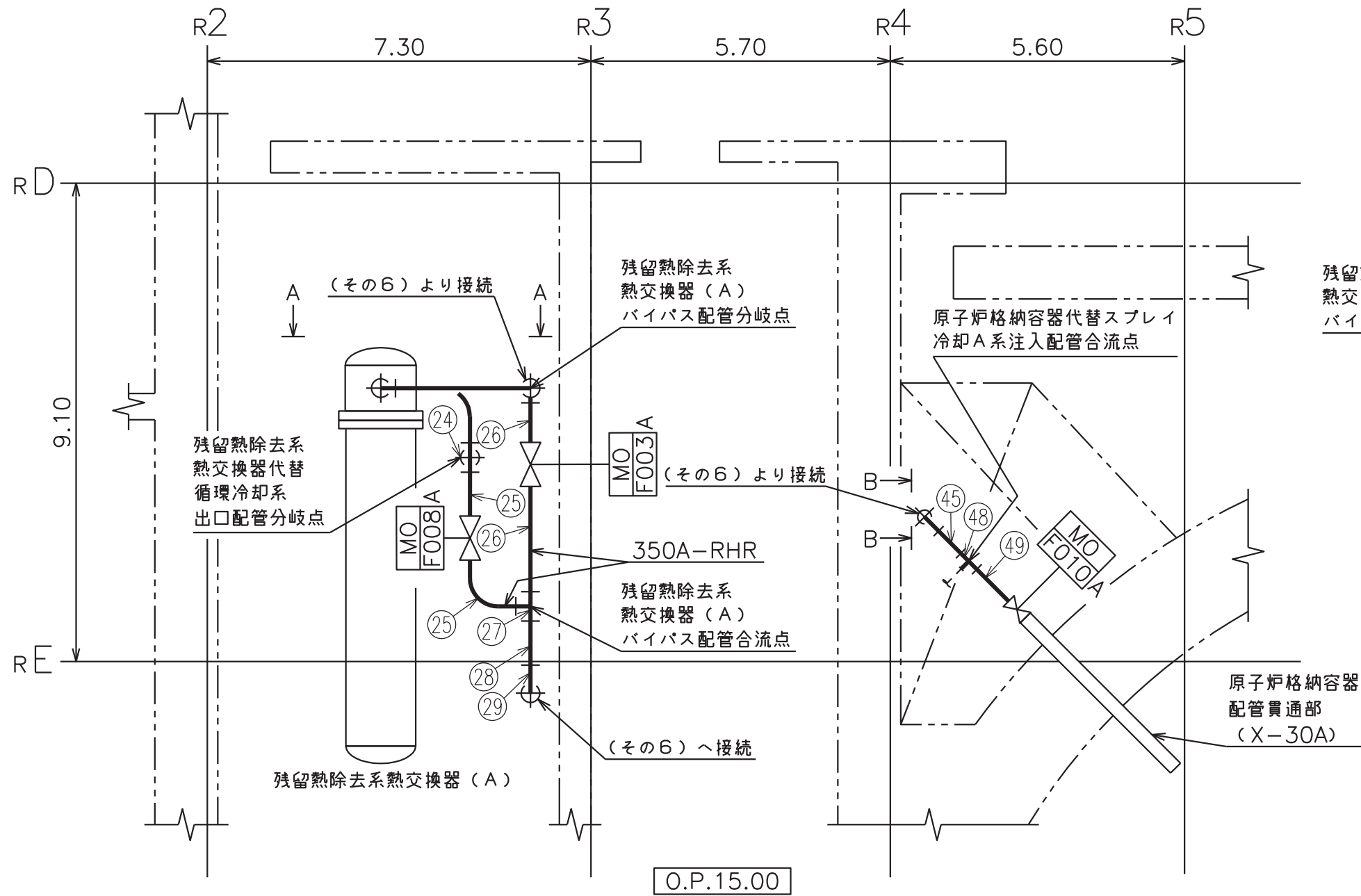
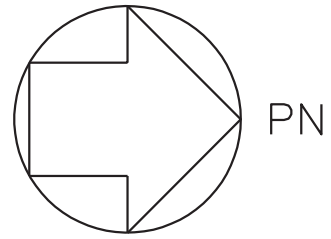
注：寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-3-1-6-6図
女川原子力発電所 第2号機	
名	残留熱除去系
称	主配管の配置を明示した図面(その6)
東北電力株式会社	
RHR	0512

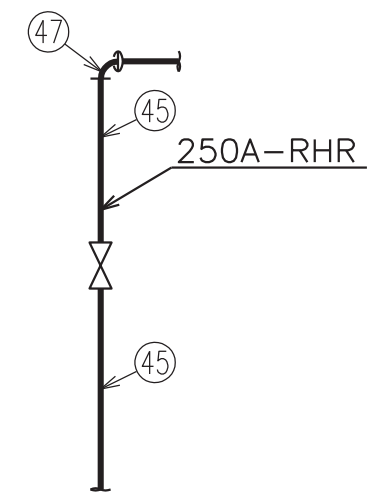


注：寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-3-1-6-7図
女川原子力発電所 第2号機	
名	残留熱除去系
称	主配管の配置を明示した図面(その7)
東北電力株式会社	
RHR	1520



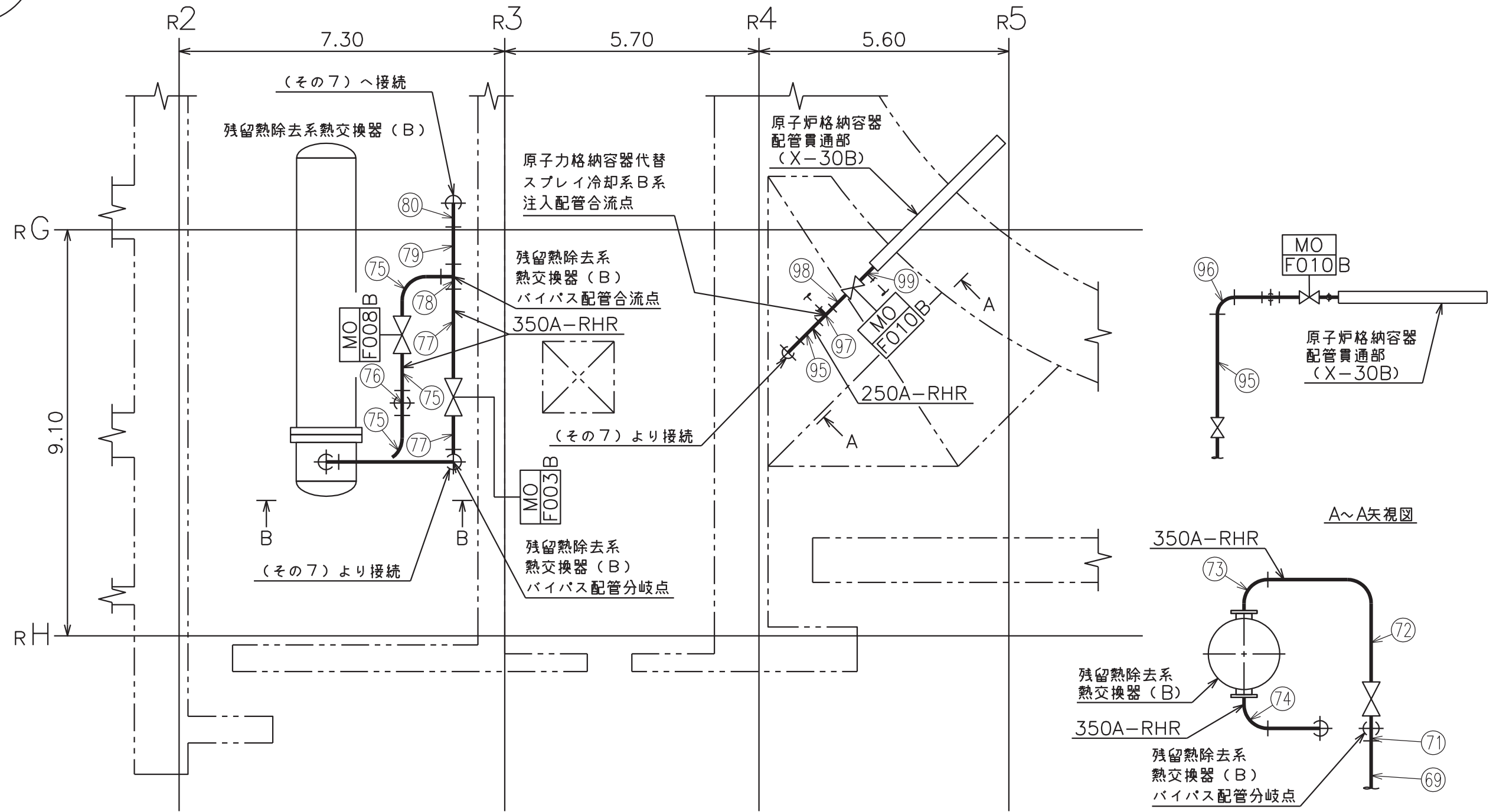
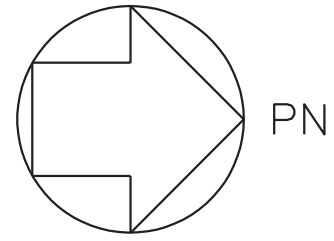
A~A矢视图



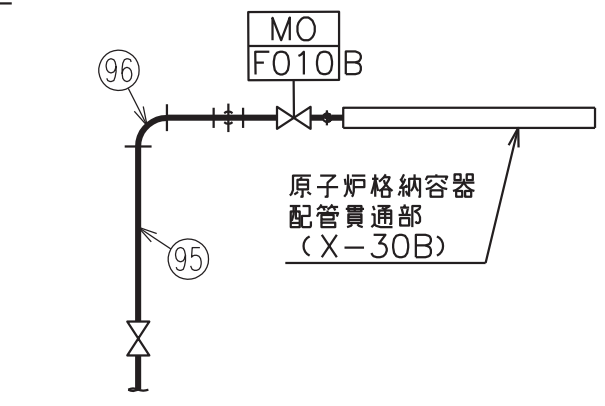
B~B矢视图

注：寸法はmを示す。

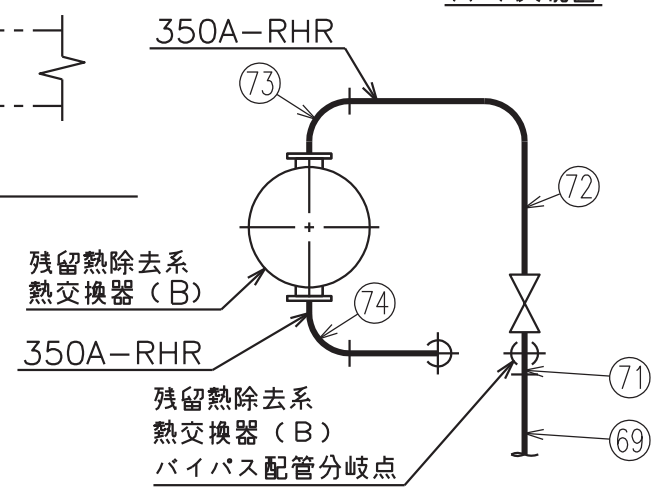
工事計画認可申請	第4-3-1-6-8図
女川原子力発電所 第2号機	
名	残留熱除去系
称	主配管の配置を明示した図面(その8)
東北電力株式会社	
RHR	1520



O.P.15.00



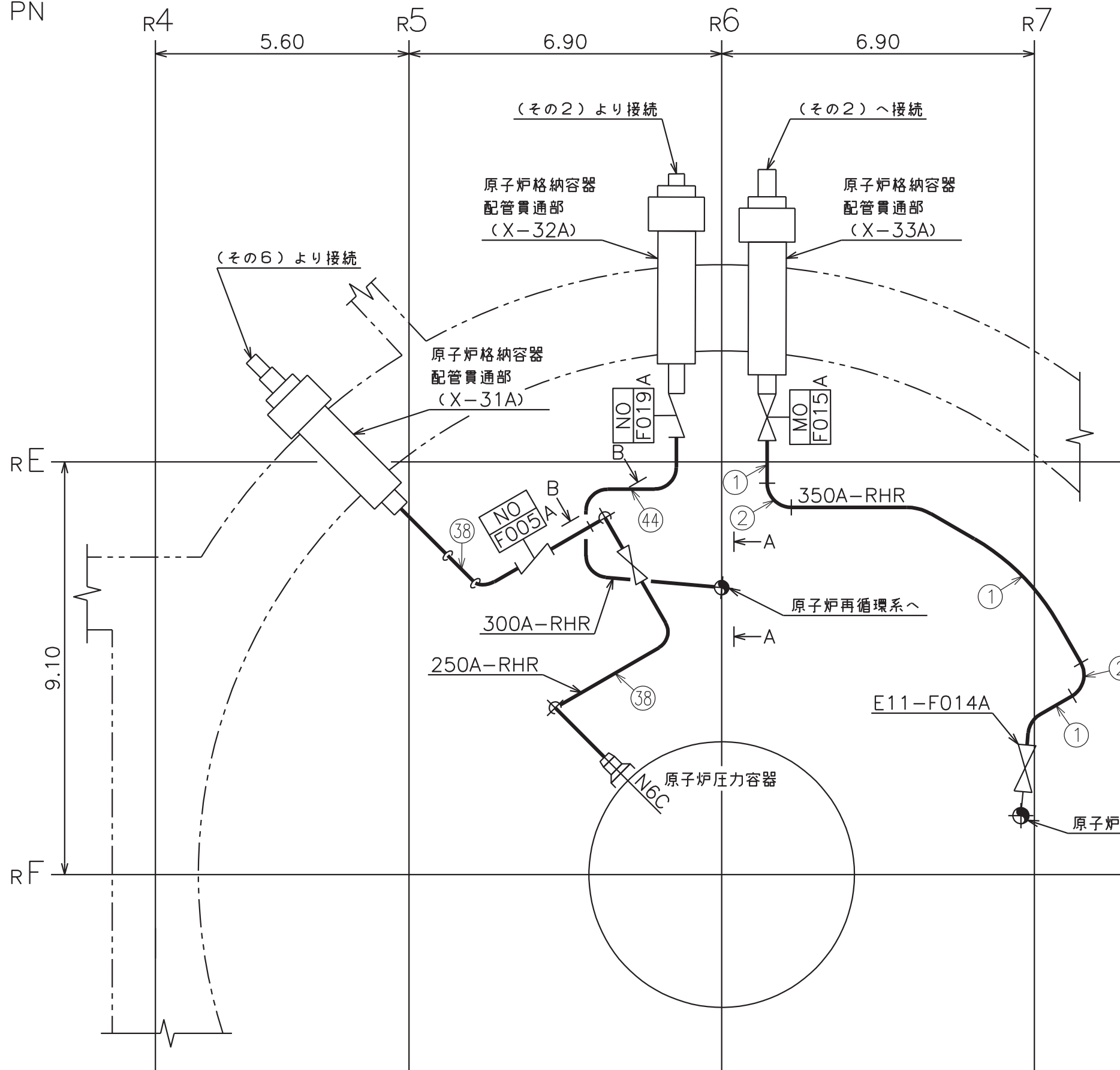
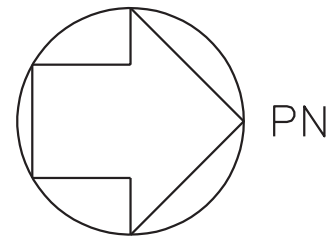
A~A矢视图



B~B矢视图

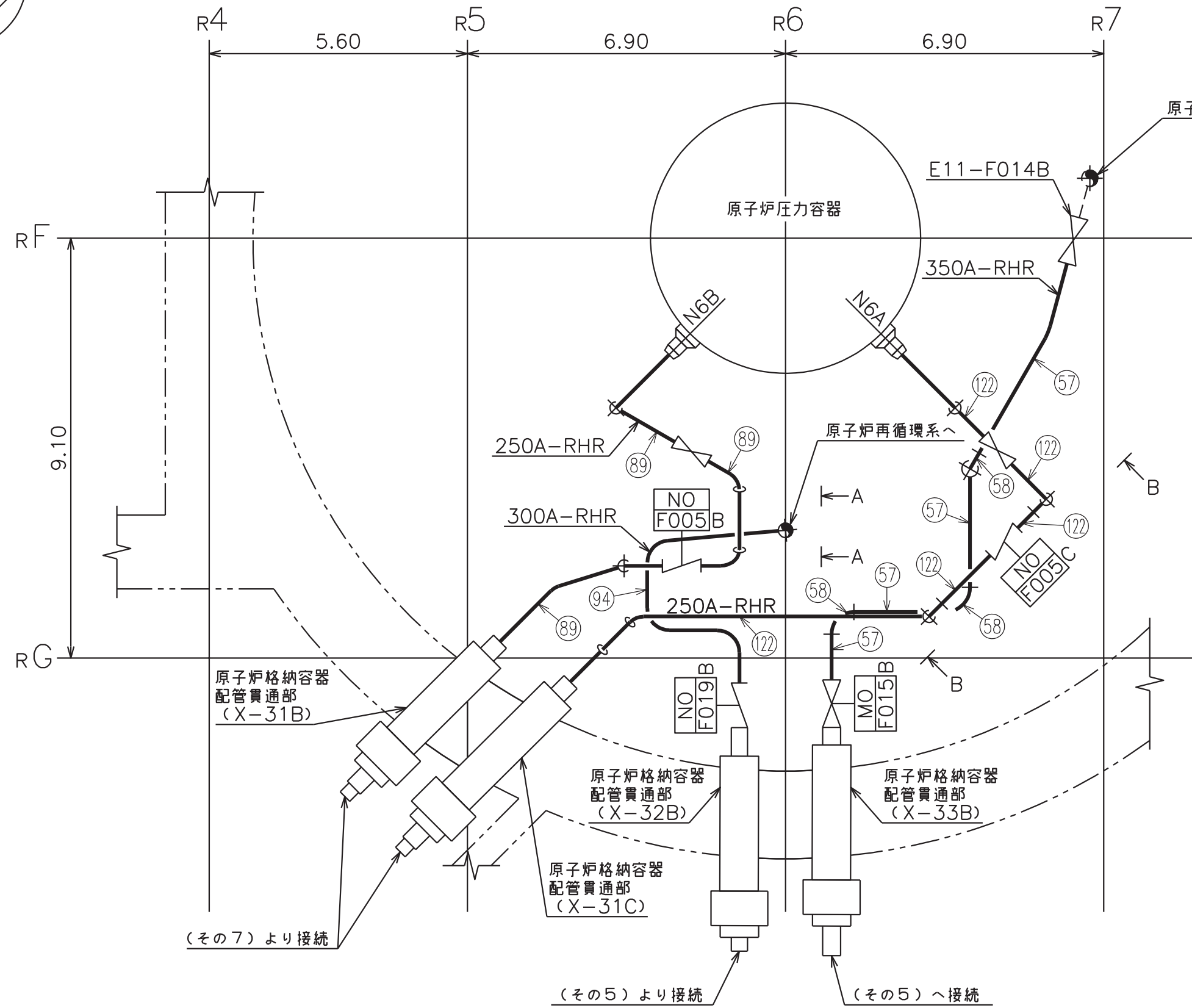
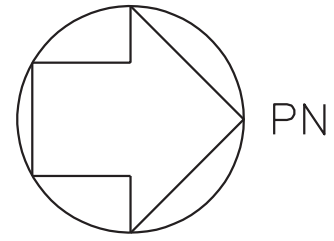
注：寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-3-1-6-9図
女川原子力発電所 第2号機	
名	残留熱除去系
称	主配管の配置を明示した図面(その9)
東北電力株式会社	
RHR	1520

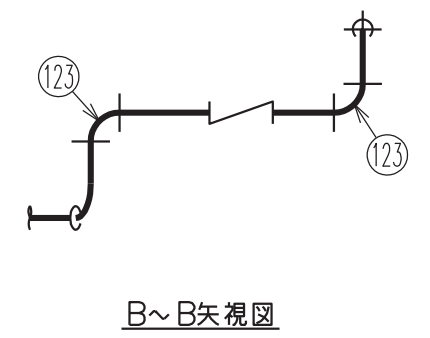
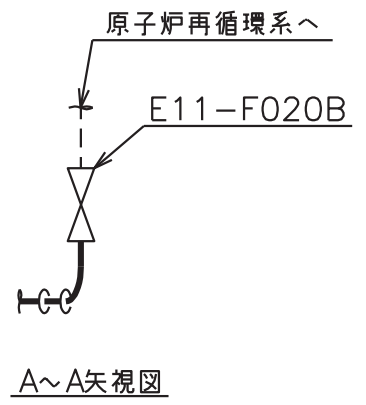


注：寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-3-1-6-10図
女川原子力発電所 第2号機	
名	残留熱除去系
称	主配管の配置を明示した図面(その10)
東北電力株式会社	
RHR	0512



原子炉再循環系より



注：寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-3-1-6-11図
女川原子力発電所 第2号機	
名	残留熱除去系
称	主配管の配置を明示した図面(その11)
東北電力株式会社	
RHR	1520

- 注21：サブプレッションチェンバースプレイ注入配管A系分岐点～原子炉格納容器配管貫通部（X-213A）は原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。
- 注22：残留熱除去系ストレーナ（B）～原子炉格納容器配管貫通部（X-214B）は非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。
- 注23：原子炉格納容器配管貫通部（X-214B）～サブプレッションチェンバ出口配管B系合流点は非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。
- 注24：サブプレッションチェンバ出口配管B系合流点～残留熱除去系ポンプ（B）は非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。
- 注25：残留熱除去系ポンプ（B）～残留熱除去系熱交換器（B）バイパス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（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。
- 注26：残留熱除去系熱交換器（B）バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器（B）は非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。
- 注27：残留熱除去系熱交換器（B）～残留熱除去系熱交換器（B）バイパス配管合流点は非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。
- 注28：残留熱除去系熱交換器（B）バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器（B）バイパス配管合流点は非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）と兼用。
- 注29：残留熱除去系熱交換器（B）バイパス配管合流点～原子炉停止時冷却モードB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（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。
- 注30：原子炉停止時冷却モードB系注入配管分岐点～ドライウェルスプレイ注入配管B系分岐点は非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。
- 注31：ドライウェルスプレイ注入配管B系分岐点～低圧代替注水系B系注入配管合流点は非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系）と兼用。
- 注32：低圧代替注水系B系注入配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部（X-31B）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，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系，低圧代替注水系）と兼用。
- 注33：原子炉格納容器配管貫通部（X-31B）～原子炉圧力容器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，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系，低圧代替注水系）と兼用。
- 注34：原子炉停止時冷却モードB系注入配管分岐点～サブプレッションプール水冷却モードB系戻り配管分岐点は原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。
- 注35：サブプレッションプール水冷却モードB系戻り配管分岐点～サブプレッションチェンバースプレイ注入配管B系分岐点は原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。
- 注36：ドライウェルスプレイ注入配管B系分岐点～原子炉格納容器代替スプレイ冷却系B系注入配管合流点は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，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。
- 注37：原子炉格納容器代替スプレイ冷却系B系注入配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部（X-30B）は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，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。
- 注38：サブプレッションチェンバースプレイ注入配管B系分岐点～原子炉格納容器配管貫通部（X-213B）は原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。
- 注39：サブプレッションプール水冷却モードB系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部（X-215B）は原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。
- 注40：原子炉格納容器配管貫通部（X-215B）～サブプレッションプール水冷却配管B系開放端は原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。
- 注41：残留熱除去系ストレーナ（C）～原子炉格納容器配管貫通部（X-214C）は非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）と兼用。
- 注42：原子炉格納容器配管貫通部（X-214C）～残留熱除去系ポンプ（C）は非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）と兼用。
- 注43：残留熱除去系ポンプ（C）～原子炉格納容器配管貫通部（X-31C）は非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）と兼用。
- 注44：原子炉格納容器配管貫通部（X-31C）～原子炉圧力容器は非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）と兼用。

工事計画認可申請	第4-3-1-6-13図
女川原子力発電所 第2号機	
名	残留熱除去系
称	主配管の配置を明示した図面(その13)
東北電力株式会社	
RHR	1X18

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
①	E11-F014A ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-33A)	管	355.6	23.8	STS42
②		エルボ	355.6	23.8	STS42
③		管	355.6	11.1	STS42 STS410
④	原子炉格納容器配管貫通部 (X-33A) ～ サブプレッションチェンバ出口 配管A系合流点	エルボ	355.6	11.1	STS42
⑤		ティー	355.6 / 355.6 / 216.3	11.1 / 11.1 / 8.2	STS410
⑥	残留熱除去系ストレーナ(A) ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-214A)	ティー	508.0 / 508.0 / 508.0	9.5 / 9.5 / 9.5	SM41C
⑦	原子炉格納容器配管貫通部 (X-214A) ～ サブプレッションチェンバ出口 配管A系合流点	エルボ	508.0	9.5	SGV42
⑧		管	508.0	9.5	SGV42

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
⑨	原子炉格納容器配管貫通部 (X-214A) ～ サブプレッションチェンバ出口 配管A系合流点	管	508.0	9.5	SGV410
⑩		エルボ	508.0	9.5	SGV410
⑪		ティー	508.0 / 508.0 / 355.6	9.5 / 9.5 / 11.1	SGV410
⑫	サブプレッションチェンバ出口 配管A系合流点 ～ 代替循環冷却系吸込配管分岐点	管	508.0	9.5	SGV410
⑬		ティー	508.0 / 508.0 / 267.4	9.5 / 9.5 / 9.3	STS410
⑭	残留熱除去系ポンプ(A) ～ 代替循環冷却系注入配管合流点	管	355.6	11.1	STS410
⑮		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4-3-1-6-14図
女川原子力発電所 第2号機	
名	残留熱除去系
称	主配管の配置を明示した図面(その14)
東北電力株式会社	
RHR	0512

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
⑬		ティー	355.6	11.1	STS410
			/	/	
			355.6	11.1	
⑭	代替循環冷却系注入配管合流点 ～ 残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス配管分岐点	エルボ	355.6	11.1	STS42
			/	/	
			165.2	7.1	
⑮		管	355.6	11.1	STS42 STS410
			/	/	
			355.6	11.1	
⑯		ティー	355.6	11.1	STS42
			/	/	
			355.6	11.1	
⑰	残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス配管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器 (A)	管	355.6	11.1	STS42
			/	/	
⑱		エルボ	355.6	11.1	STS42
			/	/	
⑲	残留熱除去系熱交換器 (A) ～ 残留熱除去系熱交換器代替循環 冷却系出口配管分岐点	管	355.6	11.1	STS42
			/	/	

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
⑳	残留熱除去系熱交換器 (A) ～ 残留熱除去系熱交換器代替循環 冷却系出口配管分岐点	ティー	355.6	11.1	STS42
			/	/	
			355.6	11.1	
㉑	残留熱除去系熱交換器代替循環 冷却系出口配管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス配管合流点	管	355.6	11.1	STS42
			/	/	
			165.2	7.1	
㉒	残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス配管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス配管合流点	管	355.6	11.1	STS42
			/	/	
			355.6	11.1	
㉓		ティー	355.6	11.1	STS42
			/	/	
			355.6	11.1	
㉔	残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス配管合流点 ～ 原子炉停止時冷却モード A系 注入配管分岐点	管	355.6	11.1	STS42 STS410
			/	/	
㉕		エルボ	355.6	11.1	STS42 STS410
			/	/	
㉖		ティー	355.6	11.1	STS410
			/	/	
			216.3	8.2	

* 外径及び厚さは公称値 (mm) を示す。

工事計画認可申請	第4-3-1-6-15図
女川原子力発電所 第2号機	
名	残留熱除去系
称	主配管の配置を明示した図面(その15)
東北電力株式会社	
RHR	0512

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
③①	残留熱除去系熱交換器(A) バイパス配管合流点 ～ 原子炉停止時冷却モードA系 注入配管分岐点	ティー	355.6	11.1	STS410
			355.6	11.1	
			318.5	10.3	
③②	原子炉停止時冷却モードA系 注入配管分岐点	管	355.6	11.1	STS410
③③	ドライウェルスプレイ注入配管 A系分岐点	ティー	355.6	11.1	STS410
			355.6	11.1	
			267.4	9.3	
③④	ドライウェルスプレイ注入配管 A系分岐点	管	355.6	11.1	STS410
③⑤	低圧代替注水系A系注入配管 合流点	レジャーサ	355.6	11.1	STS410
			267.4	9.3	
③⑥	低圧代替注水系A系注入配管 合流点	ティー	267.4	9.3	STS410
			267.4	9.3	
			114.3	6.0	
③⑦	原子炉格納容器配管貫通部 (X-31A)	管	267.4	9.3	STS410
③⑧	原子炉格納容器配管貫通部 (X-31A) ～ 原子炉圧力容器	管	267.4	18.2	STS42 STS410

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
③⑨	原子炉格納容器配管貫通部 (X-31A) ～ 原子炉圧力容器	エルボ	267.4	18.2	STS42
④⑩	原子炉停止時冷却モードA系 注入配管分岐点	管	318.5	10.3	STS42 STS410
			318.5	10.3	
④①	サブレーションプール水冷却 モードA系戻り配管分岐点	ティー	318.5	10.3	STS42
			318.5	10.3	
			318.5	10.3	
④②	サブレーションプール水冷却 モードA系戻り配管分岐点 ～ サブレーションチェンバ スプレイ注入配管A系分岐点	管	318.5	10.3	STS42
④③	サブレーションチェンバ スプレイ注入配管A系分岐点 ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-32A)	管	318.5	10.3	STS42
④④	原子炉格納容器配管貫通部 (X-32A) ～ E11-F020A	管	318.5	25.4	STS42
④⑤	ドライウェルスプレイ注入配管 A系分岐点 ～ 原子炉格納容器代替スプレイ 冷却系A系注入配管合流点	管	267.4	9.3	STS410

* 外径及び厚さは公称値 (mm) を示す。

工事計画認可申請	第4-3-1-6-16図
女川原子力発電所 第2号機	
名	残留熱除去系
称	主配管の配置を明示した図面(その16)
東北電力株式会社	
RHR	0512

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
④⑥	ドライウェルスプレイ注入配管 A系分岐点 ～ 原子炉格納容器代替スプレイ 冷却系A系注入配管合流点	ティー	267.4	9.3	STS410
			/	/	
			267.4	9.3	
④⑦	原子炉格納容器代替スプレイ 冷却系A系注入配管合流点	エルボ	267.4	9.3	STS410
			/	/	
			114.3	6.0	
④⑧	原子炉格納容器代替スプレイ 冷却系A系注入配管合流点 ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-30A)	ティー	267.4	9.3	STS410
			/	/	
			267.4	9.3	
④⑨	原子炉格納容器配管貫通部 (X-30A)	管	267.4	9.3	STS410
			/	/	
			165.2	7.1	
⑤⑩	サブプレッションプール水冷却 モードA系戻り配管分岐点 ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-215A)	管	318.5	10.3	STS42
			/	/	
			318.5	10.3	
⑤⑪	原子炉格納容器配管貫通部 (X-215A)	管	318.5	10.3	STS42 STS410
			/	/	
			318.5	10.3	
⑤⑫	原子炉格納容器配管貫通部 (X-215A) ～ サブプレッションプール水冷却 配管A系開放端	管	318.5	10.3	STS42
			/	/	
			318.5	10.3	

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
⑤⑬	原子炉格納容器配管貫通部 (X-215A) ～ サブプレッションプール水冷却 配管A系開放端	エルボ	318.5	10.3	STS42
			/	/	
			318.5	10.3	
⑤⑭	サブプレッションチェンバ スプレイ注入配管A系分岐点 ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-213A)	管台	152.3	25.0	SF50A
			/	/	
			114.3	6.0	
⑤⑮	サブプレッションチェンバ スプレイ注入配管A系分岐点 ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-213A)	管	114.3	6.0	STS42
			/	/	
			114.3	6.0	
⑤⑯	原子炉格納容器配管貫通部 (X-213A)	管	114.3	6.0	STS42
			/	/	
			114.3	6.0	
⑤⑰	E11-F014B ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-33B)	管	355.6	23.8	STS42
			/	/	
			355.6	23.8	
⑤⑱	原子炉格納容器配管貫通部 (X-33B) ～ サブプレッションチェンバ出口 配管B系合流点	エルボ	355.6	23.8	STS42
			/	/	
			355.6	23.8	
⑤⑲	原子炉格納容器配管貫通部 (X-33B) ～ サブプレッションチェンバ出口 配管B系合流点	管	355.6	11.1	STS42 STS410
			/	/	
			355.6	11.1	

* 外径及び厚さは公称値 (mm) を示す。

工事計画認可申請	第4-3-1-6-17図
女川原子力発電所 第2号機	
名	残留熱除去系
称	主配管の配置を明示した図面(その17)
東北電力株式会社	
RHR	1520

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
⑥0	原子炉格納容器配管貫通部 (X-33B)	エルボ	355.6	11.1	STS42
⑥1	～ サブプレッションチェンバ出口 配管B系合流点	ティー	355.6 / 355.6 / 216.3	11.1 / 11.1 / 8.2	STS410
⑥2	残留熱除去系ストレーナ(B) ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-214B)	ティー	508.0 / 508.0 / 508.0	9.5 / 9.5 / 9.5	SM41C
⑥3	原子炉格納容器配管貫通部 (X-214B) ～ サブプレッションチェンバ出口 配管B系合流点	エルボ	508.0	9.5	SGV42
⑥4		管	508.0	9.5	SGV42
⑥5		管	508.0	9.5	SGV410
⑥6		エルボ	508.0	9.5	SGV410
⑥7	サブプレッションチェンバ出口 配管B系合流点 ～ 残留熱除去系ポンプ(B)	ティー	508.0 / 508.0 / 355.6	9.5 / 9.5 / 11.1	SGV410

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
⑥8	サブプレッションチェンバ出口 配管B系合流点 ～ 残留熱除去系ポンプ(B)	管	508.0	9.5	SGV410
⑥9	残留熱除去系ポンプ(B) ～ 残留熱除去系熱交換器(B) バイパス配管分岐点	管	355.6	11.1	STS42 STS410
⑦0		エルボ	355.6	11.1	STS42 STS410
⑦1		ティー	355.6 / 355.6 / 355.6	11.1 / 11.1 / 11.1	STS42
⑦2	残留熱除去系熱交換器(B) バイパス配管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器(B)	管	355.6	11.1	STS42
⑦3		エルボ	355.6	11.1	STS42
⑦4	残留熱除去系熱交換器(B) ～ 残留熱除去系熱交換器(B) バイパス配管合流点	エルボ	355.6	11.1	STS42

* 外径及び厚さは公称値(mm)を示す。

工事計画認可申請	第4-3-1-6-18図
女川原子力発電所 第2号機	
名	残留熱除去系
称	主配管の配置を明示した図面(その18)
東北電力株式会社	
RHR	1520

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
⑦⑤	残留熱除去系熱交換器(B) ～	管	355.6	11.1	STS42
⑦⑥	残留熱除去系熱交換器(B) バイパス配管合流点	ティー	355.6 / 355.6 / -	11.1 / 11.1 / -	STS42
⑦⑦	残留熱除去系熱交換器(B) バイパス配管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器(B) バイパス配管合流点	管	355.6	11.1	STS42
⑦⑧		ティー	355.6 / 355.6 / 355.6	11.1 / 11.1 / 11.1	STS42
⑦⑨		管	355.6	11.1	STS42 STS410
⑧①	残留熱除去系熱交換器(B) バイパス配管合流点 ～ 原子炉停止時冷却モードB系 注入配管分岐点	エルボ	355.6	11.1	STS42 STS410
⑧①		ティー	355.6 / 355.6 / 216.3	11.1 / 11.1 / 8.2	STS410
⑧②		ティー	355.6 / 355.6 / 318.5	11.1 / 11.1 / 10.3	STS410

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
⑧③	原子炉停止時冷却モードB系 注入配管分岐点	管	355.6	11.1	STS410
⑧④	～ ドライウェルスプレイ注入配管 B系分岐点	ティー	355.6 / 355.6 / 267.4	11.1 / 11.1 / 9.3	STS410
⑧⑤	ドライウェルスプレイ注入配管 B系分岐点 ～	管	355.6	11.1	STS410
⑧⑥	～ 低圧代替注水系B系注入配管 合流点	レジューサ	355.6 / 267.4	11.1 / 9.3	STS410
⑧⑦	～ 低圧代替注水系B系注入配管 合流点	ティー	267.4 / 267.4 / 114.3	9.3 / 9.3 / 6.0	STS410
⑧⑧	～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-31B)	管	267.4	9.3	STS410
⑧⑨	原子炉格納容器配管貫通部 (X-31B) ～ 原子炉圧力容器	管	267.4	18.2	STS42 STS410

* 外径及び厚さは公称値(mm)を示す。

工事計画認可申請	第4-3-1-6-19図
女川原子力発電所 第2号機	
名	残留熱除去系
称	主配管の配置を明示した図面(その19)
東北電力株式会社	
RHR	1520

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
⑨⑩	原子炉停止時冷却モード B系 注入配管分岐点	管	318.5	10.3	STS42 STS410
⑨⑪	サブレーションプール水冷却 モード B系戻り配管分岐点	ティー	318.5	10.3	STS42
			/	/	
			318.5	10.3	
⑨⑫	サブレーションプール水冷却 モード B系戻り配管分岐点 ～ サブレーションチェンバ スプレイ注入配管 B系分岐点	管	318.5	10.3	STS42
⑨⑬	サブレーションチェンバ スプレイ注入配管 B系分岐点 ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-32B)	管	318.5	10.3	STS42
⑨⑭	原子炉格納容器配管貫通部 (X-32B) ～ E11-F020B	管	318.5	25.4	STS42
⑨⑮	ドライウェルスプレイ注入配管 B系分岐点	管	267.4	9.3	STS410
⑨⑯	原子炉格納容器代替スプレイ 冷却系 B系注入配管合流点	エルボ	267.4	9.3	STS410
⑨⑰	原子炉格納容器代替スプレイ 冷却系 B系注入配管合流点 ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-30B)	ティー	267.4	9.3	STS410
			/	/	
			267.4	9.3	
			165.2	7.1	

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
⑨⑱	原子炉格納容器代替スプレイ 冷却系 B系注入配管合流点	管	267.4	9.3	STS410
⑨⑲	原子炉格納容器配管貫通部 (X-30B)	ティー	267.4	15.1	STS410
			/	/	
			267.4	15.1	
			-	-	
⑨⑳		管台	152.3	25.0	SF50A
			114.3	6.0	SF50A
⑨㉑	サブレーションチェンバ スプレイ注入配管 B系分岐点 ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-213B)	管	114.3	6.0	STS42
⑨㉒		管	114.3	6.0	STS42
⑨㉓	サブレーションプール水冷却 モード B系戻り配管分岐点	管	318.5	10.3	STS42
⑨㉔	原子炉格納容器配管貫通部 (X-215B)	管	318.5	10.3	STS42

* 外径及び厚さは公称値 (mm) を示す。

工事計画認可申請	第4-3-1-6-20図
女川原子力発電所 第2号機	
名	残留熱除去系
称	主配管の配置を明示した図面(その20)
東北電力株式会社	
RHR	1520

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
⑩⑤	サブレーションプール水冷却 モードB系戻り配管分岐点 ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-215B)	ティー	318.5	10.3	STS42
			/	/	
			318.5	10.3	
			/	/	
			-	-	
⑩⑥	原子炉格納容器配管貫通部 (X-215B) ～	管	318.5	10.3	STS42
⑩⑦	サブレーションプール水冷却 配管B系開放端	エルボ	318.5	10.3	STS42
⑩⑧	残留熱除去系ストレナー(C) ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-214C)	ティー	508.0	9.5	SM41C
			/	/	
			508.0	9.5	
			508.0	9.5	
⑩⑨		エルボ	508.0	9.5	SGV42
⑩⑩	原子炉格納容器配管貫通部 (X-214C) ～	管	508.0	9.5	SGV42 SGV410
⑩⑪	残留熱除去系ポンプ(C)	管	508.0	9.5	SGV410
⑩⑫		エルボ	508.0	9.5	SGV410

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
⑩⑬	原子炉格納容器配管貫通部 (X-214C) ～ 残留熱除去系ポンプ(C)	ティー	508.0	9.5	SGV410
			/	/	
			508.0	9.5	
			/	/	
			-	-	
⑩⑭		管	355.6	11.1	STS410
⑩⑮		レジューサ	355.6	11.1	STS410
			/	/	
			318.5	10.3	
⑩⑯		エルボ	318.5	10.3	STS410
⑩⑰	残留熱除去系ポンプ(C) ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-31C)	管	318.5	10.3	STS42 STS410
			/	/	
			318.5	10.3	
⑩⑱		ティー	318.5	10.3	STS42
			/	/	
			-	-	
⑩⑲		レジューサ	318.5 267.4	10.3 9.3	STS410

* 外径及び厚さは公称値 (mm) を示す。

工事計画認可申請	第4-3-1-6-21図
女川原子力発電所 第2号機	
名	残留熱除去系
称	主配管の配置を明示した図面(その21)
東北電力株式会社	
RHR	1520

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
⑫⑩	残留熱除去系ポンプ(C) ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-31C)	ティー	267.4	9.3	STS410
267.4			9.3		
/		/			
-		-			
⑫①		管	267.4	9.3	STS410
⑫②	原子炉格納容器配管貫通部 (X-31C) ～ 原子炉圧力容器	管	267.4	18.2	STS42 STS410
⑫③		エルボ	267.4	18.2	STS42

* 外径及び厚さは公称値 (mm) を示す。

工事計画認可申請	第4-3-1-6-22図
女川原子力発電所 第2号機	
名	残留熱除去系
称	主配管の配置を明示した図面(その22)
東北電力株式会社	
RHR	1520

第 4-3-1-6-1~22 図 残留熱除去系 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. 13* 管継手 (ティー)

主要寸法 (mm)		許容範囲	根拠
外径	508.0	+6.4mm -4.8mm	【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
	267.4	+4.0mm -3.2mm	同上
厚さ	9.5	+規定しない -12.5%	同上
	9.3	+規定しない -12.5%	同上

管 NO. 16, 24* 管継手 (ティー)

主要寸法 (mm)		許容範囲	根拠
外径	355.6	+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
	165.2	+2.4mm -1.6mm	同上
厚さ	11.1	+規定しない -12.5%	同上
	7.1	+規定しない -12.5%	同上

[主配管 (続き)]

管NO. 36, 87* 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
	114.3	±1.6mm	同上
厚さ	9.3	+規定しない -12.5%	同上
	6.0	+規定しない -12.5%	同上

管NO. 47, 96* 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

管NO. 48, 97* 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
	165.2	+2.4mm -1.6mm	同上
厚さ	9.3	+規定しない -12.5%	同上
	7.1	+規定しない -12.5%	同上

[主配管 (続き)]

管NO. 99* 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
厚さ	15.1	+規定しない -12.5%	同上

注：主要寸法は、工事計画記載の公称値。

注記*：主配管の配置を明示した図面の管NO.を示す。