

本資料のうち、枠囲みの内容は、
営業秘密又は防護上の観点から
公開できません

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	工認-081 改6
提出年月日	平成30年9月5日

日本原子力発電株式会社
東海第二発電所 工事計画審査資料
原子炉冷却系統施設
(原子炉隔離時冷却系)

(添付書類)

V-1 説明書

V-1-1 各発電用原子炉施設に共通の説明書

V-1-1-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

V-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）

V-1-1-4-3-21 設定根拠に関する説明書（原子炉隔離時冷却系 ストレーナ）

V-1-1-4-3-22 設定根拠に関する説明書（原子炉隔離時冷却系 安全弁及び逃がし弁（常設））

V-1-1-4-3-34 設定根拠に関する説明書（原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系ポンプ）

V-1-1-4-3-35 設定根拠に関する説明書（原子炉隔離時冷却系 主要弁（常設））

V-1-1-4-3-36 設定根拠に関する説明書（原子炉隔離時冷却系 主配管（常設））

V-5 図面

4 原子炉冷却系統施設

4.4 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備

・原子炉冷却系統施設 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る機器の配置を明示した図面 (2/4)

【第 4-4-2 図】

・原子炉冷却系統施設 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る機器の配置を明示した図面 (3/4)

【第 4-4-3 図】

4.4.3 原子炉隔離時冷却系

・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（原子炉隔離時冷却系）の系統図 (1/4)（設計基準対象施設）

【第 4-4-3-1 図】

・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（原子炉隔離時冷却系）の系統図 (2/4)（重大事故等対処設備）

【第 4-4-3-2 図】

・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（原子炉隔離時冷却系）の系統図 (3/4)（設計基準対象施設）

【第 4-4-3-3 図】

・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（原子炉隔離時冷却系）の系統図 (4/4)（重大事故等対処設備）

【第 4-4-3-4 図】

・原子炉冷却系統施設 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）の構造図 原子炉隔離時冷却系ストレーナ

【第 4-4-3-5 図】

- ・原子炉冷却系統施設 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）の構造図 E51-F017

【第 4-4-3-6 図】

4.5 原子炉冷却材補給設備

- ・原子炉冷却系統施設 原子炉冷却材補給設備に係る機器の配置を明示した図面

【第 4-5-1 図】

4.5.1 原子炉隔離時冷却系

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備（原子炉隔離時冷却系）に係る主配管の配置を明示した図面（1/6）

【第 4-5-1-1 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備（原子炉隔離時冷却系）に係る主配管の配置を明示した図面（2/6）

【第 4-5-1-2 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備（原子炉隔離時冷却系）に係る主配管の配置を明示した図面（3/6）

【第 4-5-1-3 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備（原子炉隔離時冷却系）に係る主配管の配置を明示した図面（4/6）

【第 4-5-1-4 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備（原子炉隔離時冷却系）に係る主配管の配置を明示した図面（5/6）

【第 4-5-1-5 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備（原子炉隔離時冷却系）に係る主配管の配置を明示した図面（6/6）

【第 4-5-1-6 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備（原子炉隔離時冷却系）の系統図（設計基準対象施設）

【第 4-5-1-7 図】

- ・原子炉冷却系統施設 原子炉冷却材補給設備（原子炉隔離時冷却系）の構造図 原子炉隔離時冷却系ポンプ

【「原子炉隔離時冷却系ポンプ」は、昭和 49 年 11 月 5 日付け 49 資庁第 18033 号にて認可された工事計画書の添付図面「第 2-1-2 図 原子炉隔離時冷却系ポンプ組立外形図」及び「第 2-1-3 図 原子炉隔離時冷却系ポンプ組立断面図」による。】

- ・原子炉冷却系統施設 原子炉冷却材補給設備（原子炉隔離時冷却系）の構造図 E51-F064

【第 4-5-1-8 図】

V-1-1-4-3-21 設定根拠に関する説明書

(原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系ストレーナ)

名 称		原子炉隔離時冷却系ストレーナ	
容 量	m ³ /h/組	□	
最 高 使 用 圧 力	MPa	－[0.493]	
最 高 使 用 温 度	℃	106	
個 数	－	2	
<p>【設定根拠】</p> <p>・ 重大事故等対処設備</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）として使用する原子炉隔離時冷却系ストレーナは、以下の機能を有する。</p> <p>原子炉隔離時冷却系ストレーナは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、サブプレッション・チェンバを水源として原子炉隔離時冷却系ストレーナで異物をろ過し、原子炉隔離時冷却系ポンプにより原子炉圧力容器へ注水することにより、炉心の著しい損傷を防止できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>原子炉隔離時冷却系ストレーナを重大事故等時に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）において確認されている原子炉への注入量が□m³/hであることから、それを上回る□m³/h/組以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同仕様として□m³/h/組とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>原子炉隔離時冷却系ストレーナを重大事故等時ににおいて使用する場合の圧力については、その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため使用圧力は設定されないが、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0.493 MPaとする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>原子炉隔離時冷却系ストレーナを重大事故等時ににおいて使用する場合の温度は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、原子炉隔離時冷却系の使用時におけるサブプレッション・チェンバのプール水温が最大となる事故シーケンスグループである原子炉停止機能喪失で106℃であることから、106℃とする。</p>			

4. 個数の設定根拠

原子炉隔離時冷却系ストレーナは、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組を重大事故等対処設備として設置する。

V-1-1-4-3-22 設定根拠に関する説明書
(原子炉隔離時冷却系 安全弁及び逃がし弁 (常設))

名 称		E51-F017
吹 出 圧 力	MPa	0.86
個 数	—	1
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>E51-F017 は、主配管「補給水系配管合流点～原子炉隔離時冷却系ポンプ」に設置する逃がし弁である。</p> <p>重大事故等時に使用する E51-F017 は、主配管「補給水系配管合流点～原子炉隔離時冷却系ポンプ」の圧力が、重大事故等時の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設計とする。</p> <p>1. 吹出圧力の設定根拠</p> <p>E51-F017 を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「補給水系配管合流点～原子炉隔離時冷却系ポンプ」の重大事故等時の使用圧力と同じ 0.86 MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>E51-F017 は、重大事故等対処設備として主配管「補給水系配管合流点～原子炉隔離時冷却系ポンプ」の圧力が、重大事故等時の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必要な個数である 1 個設置する。</p>		

V-1-1-4-3-34 設定根拠に関する説明書

(原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系ポンプ)

名 称		原子炉隔離時冷却系ポンプ	
容 量	m ³ /h/個	142 以上 (142)	
揚 程	m	高压時 869 以上 (869) / 低压時 186 以上 (186)	
最 高 使 用 圧 力	MPa	吸込側 1.17 / 吐出側 10.34	
最 高 使 用 温 度	℃	60, 106	
原 動 機 出 力	kW/個	541	
個 数	—	1	
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>原子炉隔離時冷却系ポンプは、設計基準対象施設として原子炉停止後、何らかの原因で給水が停止した場合等に、原子炉蒸気の一部を用いてタービン駆動ポンプを作動させ復水貯蔵タンク又はサプレッション・チェンバ内の水を原子炉圧力容器に補給し、原子炉水位を維持するために設置する。</p> <p>また、原子炉隔離時冷却系ポンプの運転に必要な弁等は、蓄電池を電源としており、全交流電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの間においても中央制御室から操作及び監視を行うことができる設計とする。</p> 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非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）として使用する原子炉隔離時冷却系ポンプは、以下の機能を有する。</p> <p>原子炉隔離時冷却系ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉隔離時冷却系ポンプにより、原子炉隔離時冷却系配管を介して原子炉圧力容器に注水することにより、炉心の著しい損傷を防止できる設計とする。</p> 			

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量は、給水機能喪失時に崩壊熱による原子炉水蒸発量 m³/h を上回る冷却材を補給し、原子炉水位を維持できる容量とし、142 m³/h/個以上とする。

原子炉隔離時冷却系ポンプ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）において確認されている原子炉への注入量が m³/h であることから、それを上回る 142 m³/h/個以上とする。

公称値については要求される容量と同仕様として 142 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原子炉隔離時冷却系ポンプの揚程は、下記を考慮して設定する。

原子炉隔離時冷却系ポンプは、原子炉圧力が約 7.86 MPa～約 1.04 MPa の時に 142 m³/h の水を補給できるように設計する。

2.1 高圧時*1の揚程 869 m

高圧時の揚程は、下記を考慮する。

- ① 原子炉圧力容器（高圧時）とサブプレッション・チェンバの圧力差： MPa (= m)
- ② 静水頭（原子炉圧力容器頂部とサブプレッション・チェンバ水位低の標高差）：38.6 m
- ③ 配管・機器圧力損失： m

上記より、高圧時の原子炉隔離時冷却系ポンプの揚程は、①～③の合計が 868.5 m であることから、それを上回る 869 m 以上とする。

2.2 低圧時*2の揚程 186 m

低圧時の揚程は、下記を考慮する。

- ① 原子炉圧力容器（低圧時）とサブプレッション・チェンバの圧力差： MPa (= m)
- ② 静水頭（原子炉圧力容器頂部とサブプレッション・チェンバ水位低の標高差）：38.6 m
- ③ 配管・機器圧力損失： m

上記より、低圧時の原子炉隔離時冷却系ポンプの揚程は、①～③の合計が m であることから、それを上回る 186 m 以上とする。

2.3 重大事故等時の揚程 869 m

原子炉隔離時冷却系ポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、下記を考慮して設定する。

- ① 原子炉压力容器とサプレッション・チェンバの圧力差： MPa (= m)
- ② 静水頭（原子炉压力容器頂部とサプレッション・チェンバ水位低の標高差）：38.6 m
- ③ 配管・機器圧力損失： m

上記より、重大事故等時における原子炉隔離時冷却系ポンプの揚程は、①～③の合計が m であることから、設計基準対象施設の高圧時と同仕様で設計し、869 m 以上とする。

公称値については要求される揚程と同じ高圧時 869 m、低圧時 186 m とする。

注記 *1：高圧時の圧力は、逃がし弁機能の安全弁機能の第一段圧力 7.79 MPa の吹出し圧力の許容差 1 % を考慮した 7.86 MPa とする。

*2：低圧時の圧力は、原子炉隔離時冷却系ポンプの性能低下を伴わない運転可能な最低蒸気圧力である 1.04 MPa 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 1.17 MPa

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの吸込側の最高使用圧力は、主配管「補給水系配管合流点～原子炉隔離時冷却系ポンプ」の最高使用圧力が 0.86 MPa であることから、それを上回る 1.17 MPa とする。

原子炉隔離時冷却系ポンプを重大事故等時において使用する場合の吸込側の圧力は、重大事故等時における主配管「補給水系配管合流点～原子炉隔離時冷却系ポンプ」の使用圧力が 0.86 MPa であることから、それを上回る 1.17 MPa とする。

3.2 吐出側の最高使用圧力 10.34 MPa

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの最高使用圧力は、下記を考慮して設定する。

- ① 水源圧力（サプレッション・チェンバ圧力）： MPa
- ② 静水頭（サプレッション・チェンバ水位高とポンプ吸込の標高差）：6.1 m (=0.06 MPa)
- ③ 締切揚程： MPa

上記より、原子炉隔離時冷却系ポンプの吐出側の最高使用圧力は、①～③の合計が MPa であることから、それを上回る 10.34 MPa とする。

原子炉隔離時冷却系ポンプを重大事故等時において使用する場合の最高使用圧力は、下記を考慮して設定する。

- ① 水源圧力（サプレッション・チェンバ圧力）： MPa
- ② 静水頭（サプレッション・チェンバ水位高とポンプ吸込の標高差）：6.1 m (=0.06 MPa)
- ③ 重大事故等時の揚程： m (= MPa)

上記より、原子炉隔離時冷却系ポンプの吐出側の最高使用圧力は、①～③の合計が MPa であることから、それを上回る 10.34 MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの最高使用温度は、サプレッション・チェンバを水源として使用する場合のサプレッション・チェンバのプール水の温度が 47 °C であることから、それを上回る 60 °C とする。

原子炉隔離時冷却系ポンプを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、原子炉隔離時冷却系の使用時におけるサプレッション・チェンバのプール水温が最大となる事故シーケンスグループである原子炉停止機能喪失で 106 °C であることから、106 °C とする。

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの原動機出力は、下記の式により、容量及び揚程を考慮して設定する。

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

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

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

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

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 142 / 3600

H : 揚程 (m) = 869

η : ポンプ効率 (%) (設計確認値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{142}{3600} \right) \times 869}{\square / 100} = \square \div \square \text{ kW}$$

上記から、原子炉隔離時冷却系ポンプの原動機出力は、軸動力 534 kW であることから、それを上回る出力とし、541 kW/個とする。

原子炉隔離時冷却系ポンプを重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、541 kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

原子炉隔離時冷却系ポンプ（原動機含む）は、設計基準対象施設として原子炉压力容器へ注水し、原子炉水位を維持するために必要な個数である 1 個を設置する。

原子炉隔離時冷却系ポンプ（原動機含む）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。

V-1-1-4-3-35 設定根拠に関する説明書

(原子炉隔離時冷却系 主要弁 (常設))

名 称		E51-F064
最高使用圧力	MPa	8.62
最高使用温度	℃	302
個 数	—	1
<p>【設定根拠】 (概要) E51-F064 は、主配管「弁 E51-F063～弁 E51-F064」上の原子炉格納容器外に設置される通常開の中央制御室より遠隔操作にて閉止可能な原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁であり、設計基準対象施設として原子炉圧力容器で発生した蒸気を原子炉隔離時冷却系タービンに導くための流路として使用する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 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 E51-F064 の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 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 E51-F064 の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。 3. 個数の設定根拠 設計基準対象施設として使用する E51-F064 は、原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する隔離弁として 1 個設置する。 		

V-1-1-4-3-36 設定根拠に関する説明書

(原子炉隔離時冷却系 主配管 (常設))

名 称		原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点 ～ 弁 E51-F063
最 高 使 用 圧 力	MPa	8.62
最 高 使 用 温 度	℃	302
外 径	mm	267.4
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点から弁 E51-F063 を接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉压力容器で発生した蒸気を原子炉隔離時冷却系タービンに導くために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器で発生した蒸気を原子炉隔離時冷却系タービン及び高圧代替注水系タービンに導くために設置する。</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 8.62 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 302 ℃ 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蒸気使用量を基に設定しており、重大事故等時に使用するタービンの蒸気使用量が設計基準対象施設として使用する場合の蒸気使用量と同等であるため、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		弁 E51-F063 ～ 弁 E51-F064
最 高 使 用 圧 力	MPa	8.62
最 高 使 用 温 度	℃	302
外 径	mm	267.4
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、弁 E51-F063 から弁 E51-F064 を接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉压力容器で発生した蒸気を原子炉隔離時冷却系タービンに導くために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器で発生した蒸気を原子炉隔離時冷却系タービン及び高圧代替注水系タービンに導くために設置する。</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 8.62 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 302 ℃ 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蒸気タービンの蒸気使用量を基に設定しており、重大事故等時に使用する蒸気タービンの蒸気使用量が設計基準対象施設として使用する場合の蒸気使用量と同等であるため、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		弁 E51-F064 ～ 原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点
最 高 使 用 圧 力	MPa	8.62
最 高 使 用 温 度	℃	302
外 径	mm	114.3, 267.4
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、弁 E51-F064 から原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気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、原子炉压力容器で発生した蒸気を原子炉隔離時冷却系タービンに導くために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器で発生した蒸気を原子炉隔離時冷却系タービン及び高压代替注水系タービンに導くために設置する。</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 8.62 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 302 ℃ 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蒸気タービンの蒸気使用量を基に設定しており、重大事故等時に使用する蒸気タービンの蒸気使用量が設計基準対象施設として使用する場合の蒸気使用量と同等であるため、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。</p>		

高圧代替注水系との取合部新設配管の外径は、主蒸気系から供給される蒸気は高圧となるため、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 (t/h)	比容積 E (m ³ /kg)	流速* F (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	8.6	100	0.00741				

注記 * : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

$$F = \frac{D \cdot E \cdot 1000}{3600 \cdot C}$$

名 称		原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点 ～ 弁 E51-F045
最 高 使 用 圧 力	MPa	8.62
最 高 使 用 温 度	℃	302
外 径	mm	114.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点から弁 E51-F045 を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉压力容器で発生した蒸気を原子炉隔離時冷却系タービンに導くために設置する。</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 8.62 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 302 ℃ 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蒸気タービンの蒸気使用量を基に設定しており、重大事故等時に使用する蒸気タービンの蒸気使用量が設計基準対象施設として使用する場合の蒸気使用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 とする。</p>		

名 称		弁 E51-F045 ～ 原子炉隔離時冷却系タービン
最 高 使 用 圧 力	MPa	8.62
最 高 使 用 温 度	℃	302
外 径	mm	89.1, 114.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、弁 E51-F045 から原子炉隔離時冷却系タービンを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器で発生した蒸気を原子炉隔離時冷却系タービンに導くために設置する。</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、原子炉圧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圧力容器の使用圧力と同じ 8.62 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、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 302 ℃ 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蒸気タービンの蒸気使用量を基に設定しており、重大事故等時に使用する蒸気タービンの蒸気使用量が設計基準対象施設として使用する場合の蒸気使用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、89.1 mm, 114.3 mm とする。</p>		

名 称		原子炉隔離時冷却系タービン ～ 原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.04
最 高 使 用 温 度	℃	135
外 径	mm	216.3, 355.6
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、原子炉隔離時冷却系タービンから原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉隔離時冷却系タービンの排気蒸気をサプレッション・チェンバに導くために設置する。</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、原子炉隔離時冷却系タービン排気圧高（タービントリップ）設定値 0.1716 MPa を上回る圧力とし、1.04 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、1.04 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、最高使用圧力の飽和温度以上とし、135 ℃とする。</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、135 ℃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蒸気タービンの蒸気使用量を基に設定しており、重大事故等時に使用する蒸気タービンの蒸気使用量が設計基準対象施設として使用する場合の蒸気使用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, 355.6 mm とする。</p>		

名 称		原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点 ～ 弁 E51-F068	
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.04	
最 高 使 用 温 度	℃	135	
外 径	mm	355.6	
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点から弁 E51-F068 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隔離時冷却系タービン及び高压代替注水系タービンの排気蒸気をサブプレッション・チェンバに導くために設置する。</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「原子炉隔離時冷却系タービン～原子炉冷却時冷却系タービン排気管合流点」の最高使用圧力と同じ 1.04 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、主配管「原子炉隔離時冷却系タービン～原子炉冷却時冷却系タービン排気管合流点」の使用圧力と同じ 1.04 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「原子炉隔離時冷却系タービン～原子炉冷却時冷却系タービン排気管合流点」の最高使用温度と同じ 135 ℃ とする。</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「原子炉隔離時冷却系タービン～原子炉冷却時冷却系タービン排気管合流点」の使用温度と同じ 135 ℃ 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蒸気タービンの蒸気使用量を基に設定しており、重大事故等時に使用する蒸気タービンの蒸気使用量が設計基準対象施設として使用する場合の蒸気使用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。</p> <p>高压代替注水系との取合部新設配管の外径は、自由膨張蒸気となるため、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、355.6 mm とする。</p>			

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (t/h)	比容積 E (m ³ /kg)	流速* F (m/s)	標準流速 (m/s)
355.6	11.1	350	0.08731				

注記 * : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

$$F = \frac{D \cdot E \cdot 1000}{3600 \cdot C}$$

名 称		弁 E51-F068 ～ サプレッション・チェンバ
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.04
最 高 使 用 温 度	℃	135
外 径	mm	355.6
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、弁 E51-F068 からサプレッション・チェンバを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉隔離時冷却系タービン及び高圧代替注水系タービンの排気蒸気をサプレッション・チェンバに導くために設置する。</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「原子炉冷却時冷却系タービン排気管合流点～弁 E51-F068」の最高使用圧力と同じ 1.04 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、主配管「原子炉冷却時冷却系タービン排気管合流点～弁 E51-F068」の使用圧力と同じ 1.04 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「原子炉冷却時冷却系タービン排気管合流点～弁 E51-F068」の最高使用温度と同じ 135 ℃ とする。</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「原子炉冷却時冷却系タービン排気管合流点～弁 E51-F068」の使用温度 135 ℃ 及び重大事故等時において原子炉隔離時冷却系の使用時におけるサプレッション・チェンバの使用温度 106 ℃ を考慮し 135 ℃ 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蒸気タービンの蒸気使用量を基に設定しており、重大事故等時に使用する蒸気タービンの蒸気使用量が設計基準対象施設として使用する場合の蒸気使用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。</p>		

名 称		原子炉隔離時冷却系ストレーナ ～ サブプレッション・チェンバ
最 高 使 用 圧 力	MPa	－[0.310, 0.493]
最 高 使 用 温 度	℃	104.5, 106
外 径	mm	216.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉隔離時冷却系ストレーナからサブプレッション・チェンバまで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・チェンバから原子炉隔離時冷却系ポンプヘ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0.310 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におけるサブプレッション・チェンバの使用圧力と同じ0.493 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、サブプレッション・チェンバの最高使用温度と同じ104.5℃とする。</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隔離時冷却系ストレーナの使用温度と同じ106℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却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原子炉隔離時冷却系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3 mmとする。</p>		

名 称		サプレッション・チェンバ ～ 補給水系配管合流点
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.86
最 高 使 用 温 度	℃	77, 106
外 径	mm	216.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サプレッション・チェンバから補給水系配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉隔離時冷却系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。</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、サプレッション・チェンバの最高使用圧力が 0.310 MPa であるため、それを上回る 0.86 MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、当該配管を使用する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が 0.493 MPa であるため、それを上回る 0.86 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、原子炉隔離時冷却系ポンプ使用時のサプレッション・プール水温 47 ℃を上回る、77 ℃とする。</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隔離時冷却系ストレーナの使用温度と同じ 106 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却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原子炉隔離時冷却系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3 mm とする。</p>		

名 称		補給水系配管合流点 ～ 原子炉隔離時冷却系ポンプ
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.86
最 高 使 用 温 度	℃	77, 106
外 径	mm	165.2, 216.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、補給水系配管合流点から原子炉隔離時冷却系ポンプを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉隔離時冷却系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。</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、サプレッション・チェンバの最高使用圧力が0.310 MPaであるため、それを上回る0.86 MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、当該配管を使用する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が0.493 MPaであるため、それを上回る0.86 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「サプレッション・チェンバ～補給水系配管合流点」の最高使用温度と同じ77℃とする。</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隔離時冷却系ストレーナの使用温度と同じ106℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却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原子炉隔離時冷却系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2 mm, 216.3 mmとする。</p>		

名 称		原子炉隔離時冷却系ポンプ ～ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点
最 高 使 用 圧 力	MPa	10.35
最 高 使 用 温 度	℃	77, 106
外 径	mm	165.2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉隔離時冷却系ポンプから原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点まで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、原子炉隔離時冷却系ポンプ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、原子炉隔離時冷却系ポンプの吐出側最高使用圧力が 10.34 MPa であるため、それを上回る 10.35 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隔離時冷却系ポンプの吐出側使用圧力が、10.34 MPa であるため、それを上回る 10.35 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、原子炉隔離冷却系ポンプの最高使用温度が 60 ℃であるため、それを上回る 77 ℃とする。</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隔離時冷却系ポンプの使用温度と同じ 106 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却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原子炉隔離時冷却系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2 mm とする。</p>		

名 称		原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点 ～ 残留熱除去系原子炉注水管合流点
最 高 使 用 圧 力	MPa	10.35, 10.70, 8.62
最 高 使 用 温 度	℃	77, 120, 302
外 径	mm	165.2
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点から残留熱除去系原子炉注水管合流点までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉隔離時冷却系ポンプより原子炉圧力容器へサプレッション・チェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び常設高压代替注水系ポンプにより原子炉圧力容器へサプレッション・チェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 最高使用圧力 10.35 MPa, 10.70 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、原子炉隔離時冷却系ポンプの吐出側最高使用圧力が 10.34 MPa であるため、それを上回る 10.35 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常設高压代替注水系ポンプの吐出側使用圧力 10.70 MPa 及び重大事故等時における原子炉隔離時冷却系ポンプの使用圧力 10.34 MPa を考慮し 10.70 MPa とする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 8.62 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、原子炉隔離時冷却系ポンプの吐出圧力から配管圧損等を考慮し、原子炉圧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圧力容器の使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p>		

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 最高使用温度 77 °C, 120 °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、原子炉隔離冷却系ポンプの最高使用温度が 60 °Cであるため、それを上回る 77 °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、重大事故時における原子炉隔離時冷却系ポンプの使用温度を上回る重大事故等時における常設高圧代替注水系ポンプの使用温度と同じ 120 °Cとする。

2.2 最高使用温度 302 °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、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302 °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、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 302 °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原子炉隔離時冷却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原子炉隔離時冷却系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合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、165.2 mmとする。

高圧代替注水系との取合部新設配管の外径は、常設高圧代替注水系ポンプから供給される水は高圧であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2 mmとする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	14.3	150	0.01466			

注記 * : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

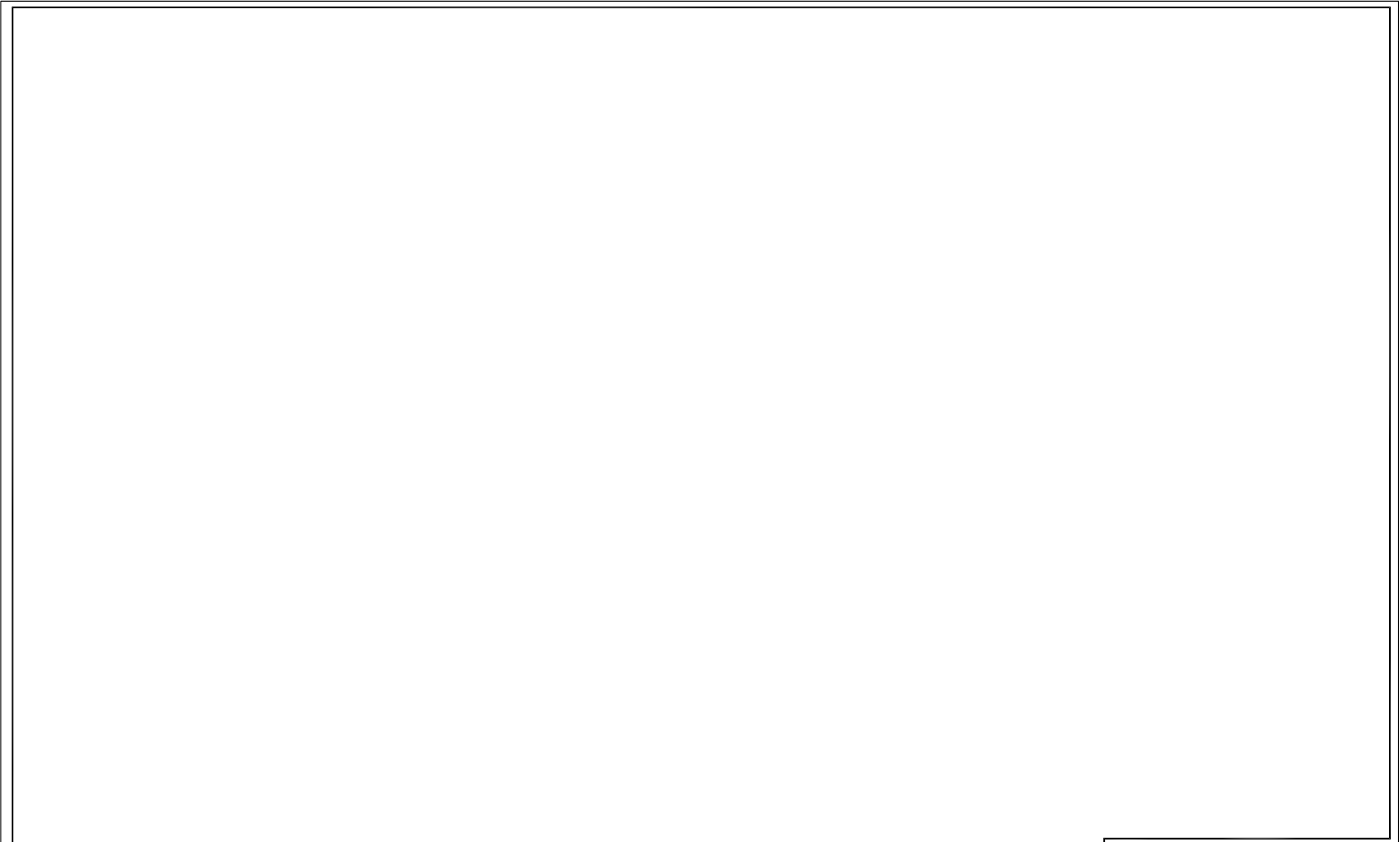
$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

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

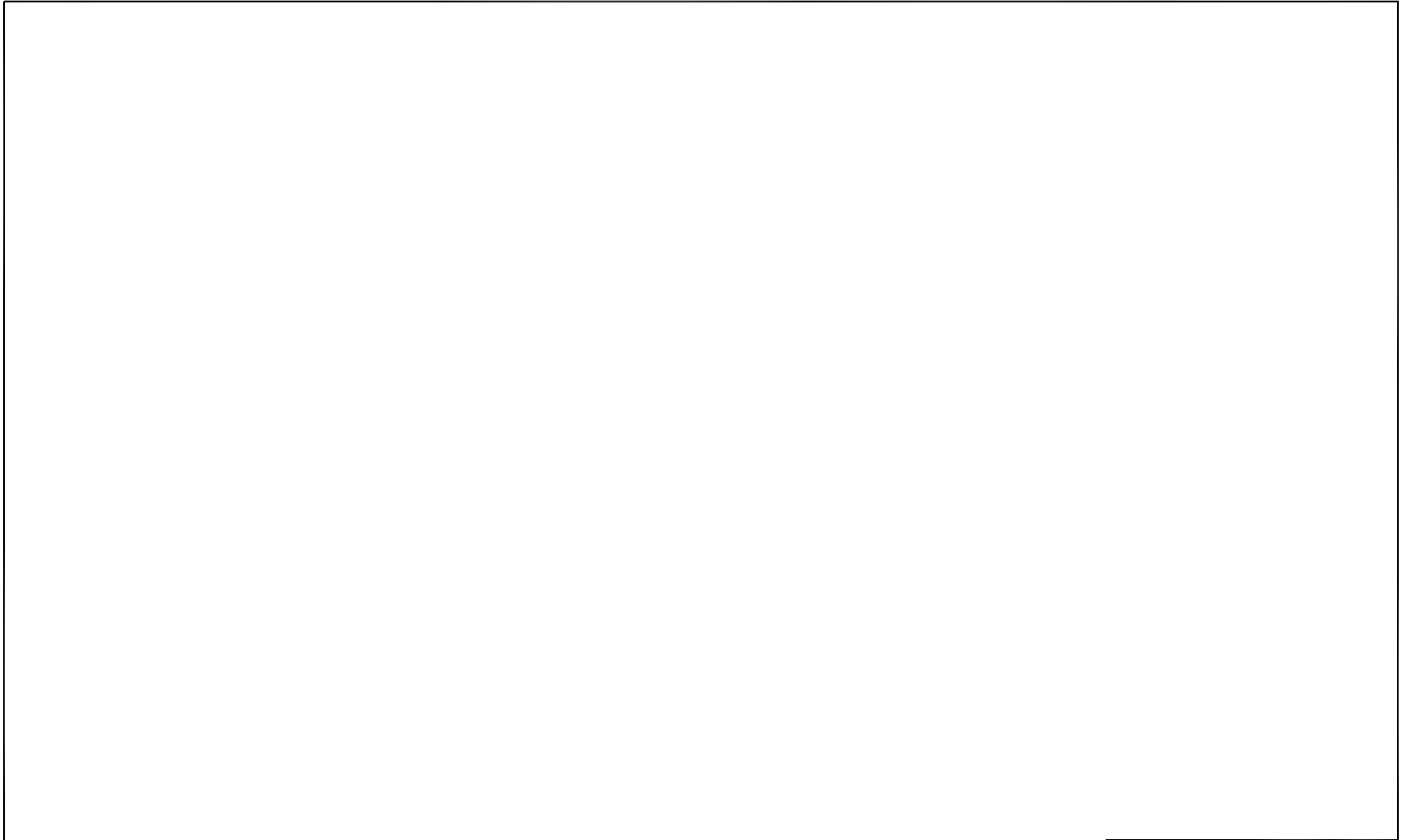
名 称		残留熱除去系原子炉注水管合流点 ～ 弁 E51-F065
最 高 使 用 圧 力	MPa	8.62
最 高 使 用 温 度	℃	302
外 径	mm	165.2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系原子炉注水管合流点から弁 E51-F065 を接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉隔離時冷却系ポンプより原子炉压力容器へサプレッション・チェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び常設高压代替注水系ポンプにより原子炉压力容器へサプレッション・チェンバのプール水を供給するために設置する。</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、原子炉隔離時冷却系ポンプの吐出圧力から配管圧損等を考慮し、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、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び常設高压代替注水系ポンプの吐出圧力から配管圧損等を考慮し、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 8.62 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 302 ℃ 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原子炉隔離時冷却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原子炉隔離時冷却系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2 mm とする。</p>		

名 称		弁 E51-F065 ～ 弁 E51-F066
最 高 使 用 圧 力	MPa	8.62
最 高 使 用 温 度	℃	302
外 径	mm	165.2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、弁 E51-F065 から弁 E51-F066 を接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉隔離時冷却系ポンプ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、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び常設高压代替注水系ポンプ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、原子炉隔離時冷却系ポンプの吐出圧力から配管圧損等を考慮し、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、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び常設高压代替注水系ポンプの吐出圧力から配管圧損等を考慮し、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 8.62 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 302 ℃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原子炉隔離時冷却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原子炉隔離時冷却系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2 mm とする。</p>		

名 称		弁 E51-F066 ～ 原子炉压力容器
最 高 使 用 圧 力	MPa	8.62
最 高 使 用 温 度	℃	302
外 径	mm	165.2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、弁 E51-F066 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、原子炉隔離時冷却系ポンプ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、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び常設高圧代替注水系ポンプ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、原子炉隔離時冷却系ポンプの吐出圧力から配管圧損等を考慮し、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 8.62 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 302 ℃ 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原子炉隔離時冷却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原子炉隔離時冷却系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2 mm とする。</p>		



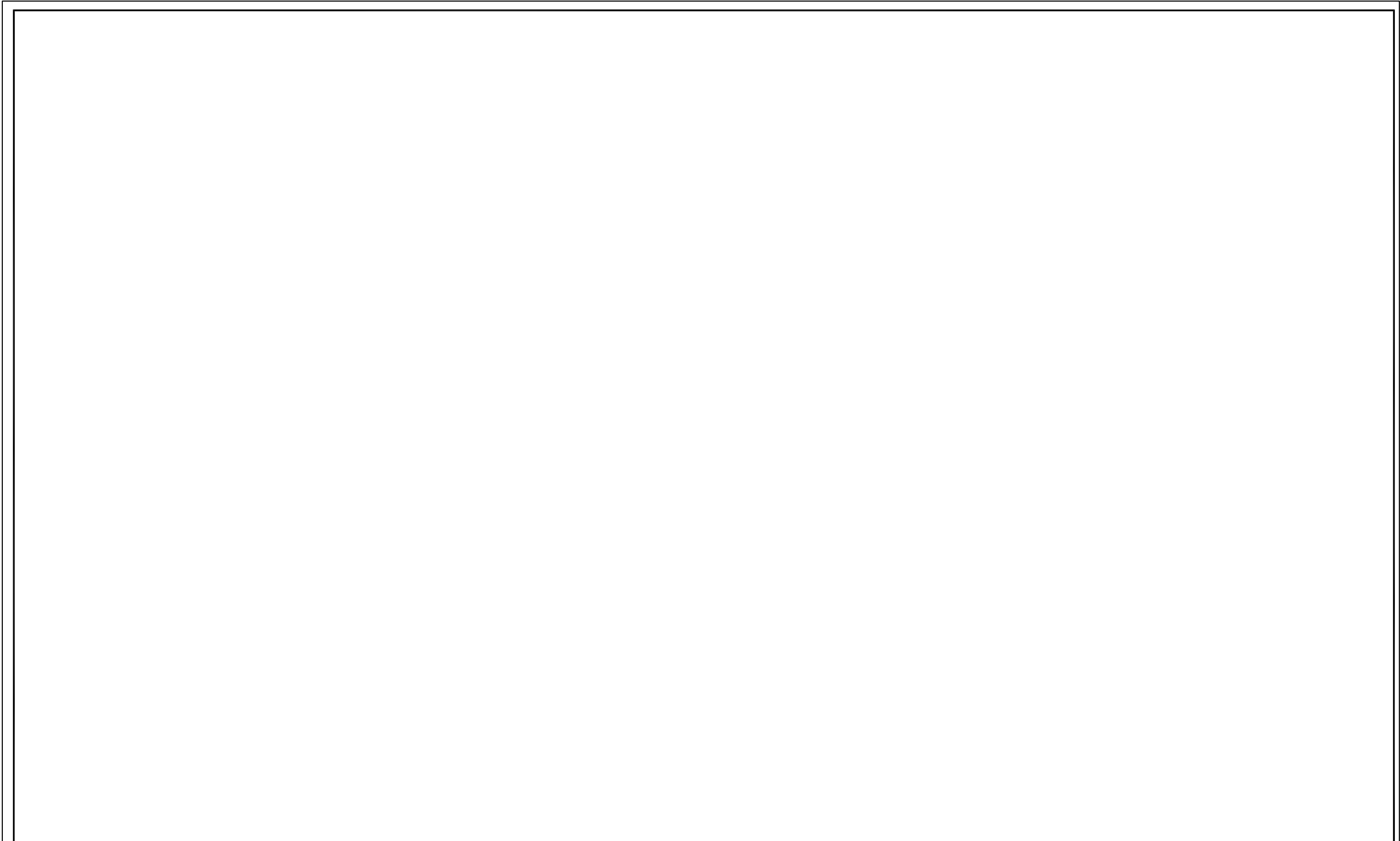
工事計画認可申請	第 4-4-2 図
東海第二発電所	
名称	原子炉冷却系統施設 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備に係る 機器の配置を明示した図面 (2/4)
日本原子力発電株式会社	



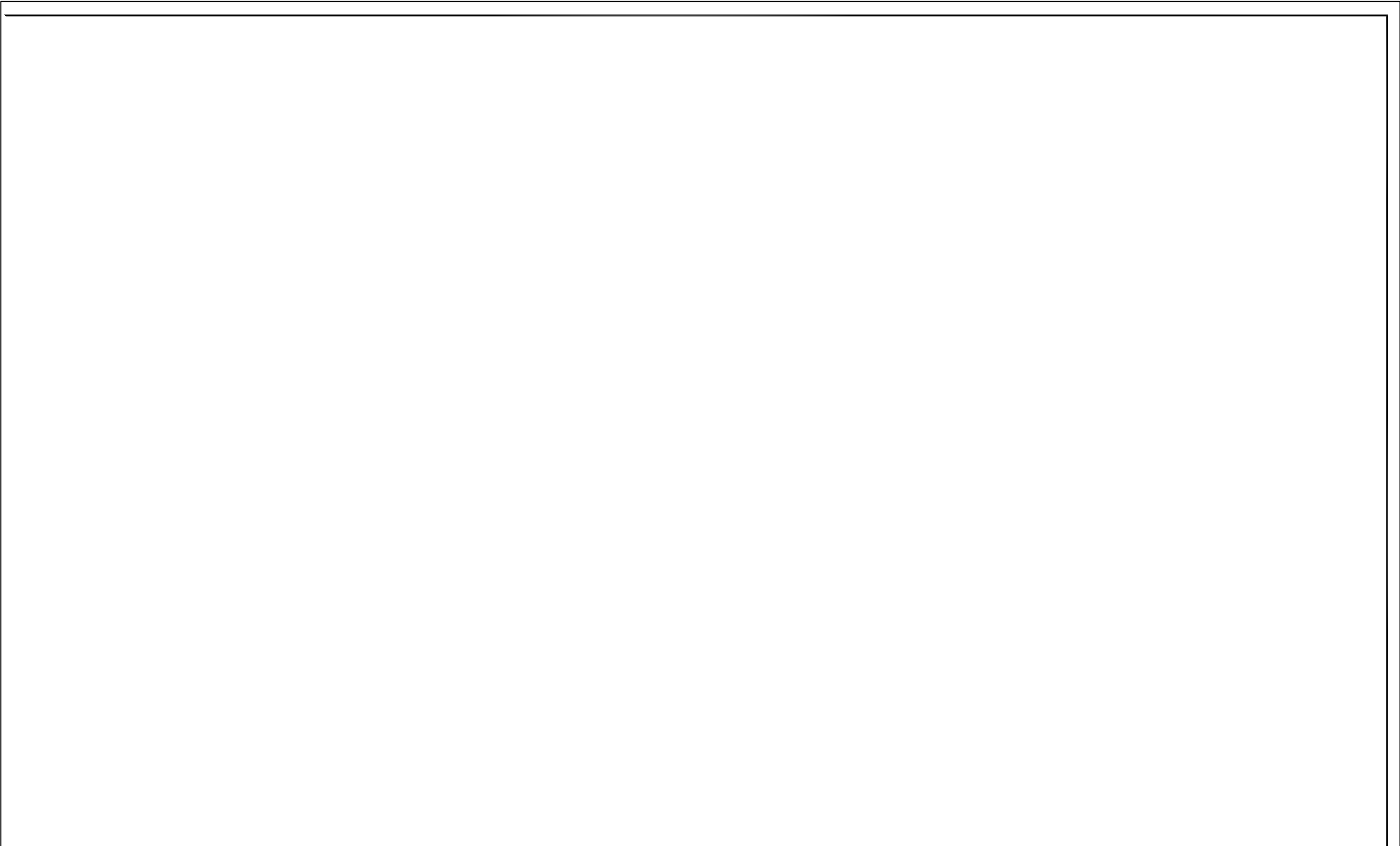
工事計画認可申請	第 4-4-3 図
東海第二発電所	
名称	原子炉冷却系統施設 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備に係る 機器の配置を明示した図面 (3/4)
日本原子力発電株式会社	



工事計画認可申請		第 4-4-3-1 図
東海第二発電所		
名 称	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 (原子炉隔離時冷却系) の系統図 (1/4) (設計基準対象施設)	
日本原子力発電株式会社		



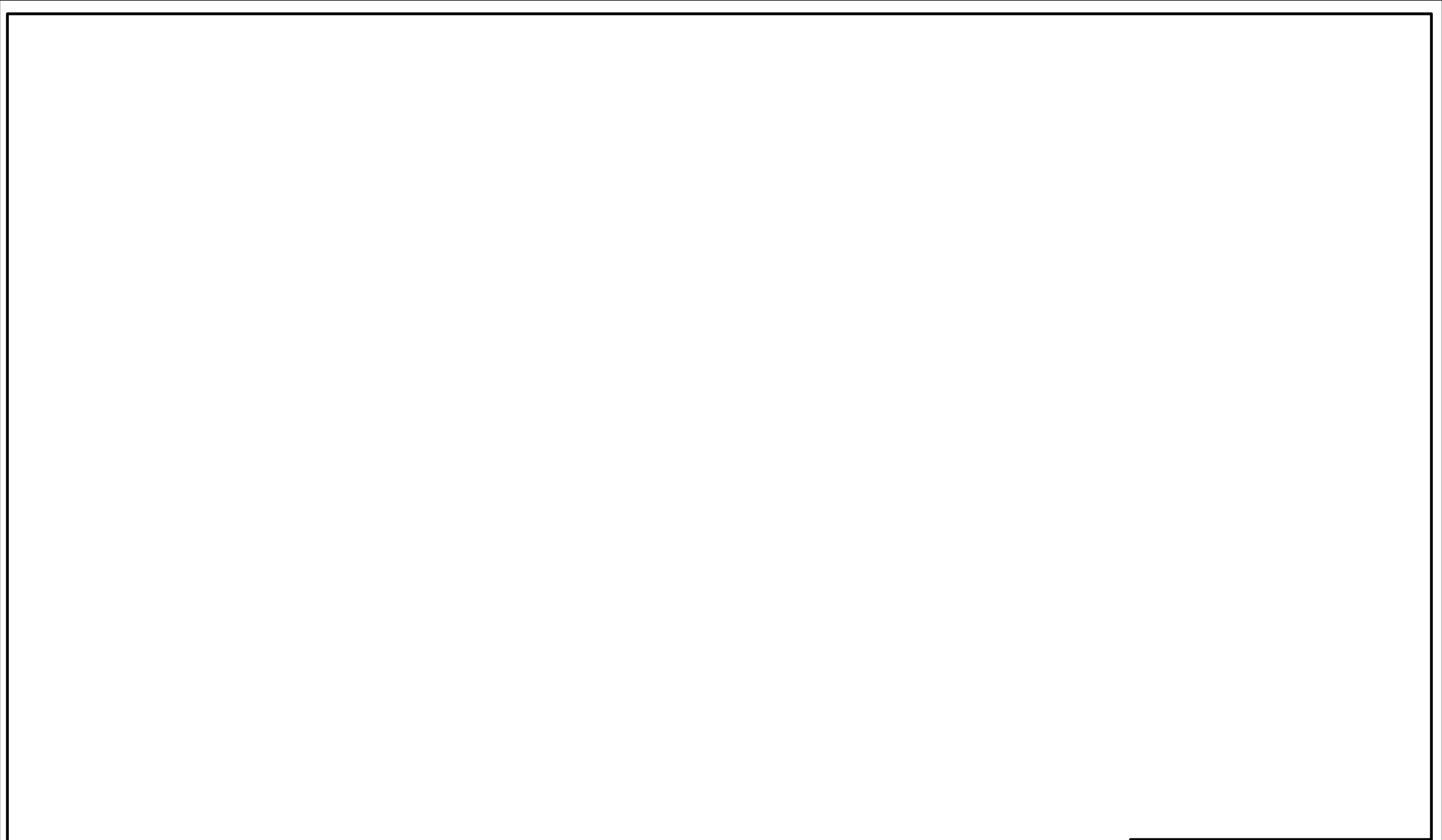
工事計画認可申請	第 4-4-3-2 図
東海第二発電所	
名称	原子炉冷却系統施設のうち 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (原子炉隔離時冷却系) の系統図 (2/4) (重大事故等対処設備)
日本原子力発電株式会社	



工事計画認可申請	第 4-4-3-3 図
東海第二発電所	
名称	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 (原子炉隔離時冷却系) の系統図 (3/4) (設計基準対象施設)
日本原子力発電株式会社	
8806	



工事計画認可申請	第 4-4-3-4 図
東海第二発電所	
名称	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 (原子炉隔離時冷却系) の系統図 (4/4) (重大事故等対処設備)
日本原子力発電株式会社	
8806	



工事計画認可申請 第 4-4-3-5 図	
東海第二発電所	
名称	原子炉冷却系統施設 非常用炉心冷却設備その他原子炉 注水設備（原子炉隔離時冷却系） の構造図 原子炉隔離時冷却系ストレナ
日本原子力発電株式会社	

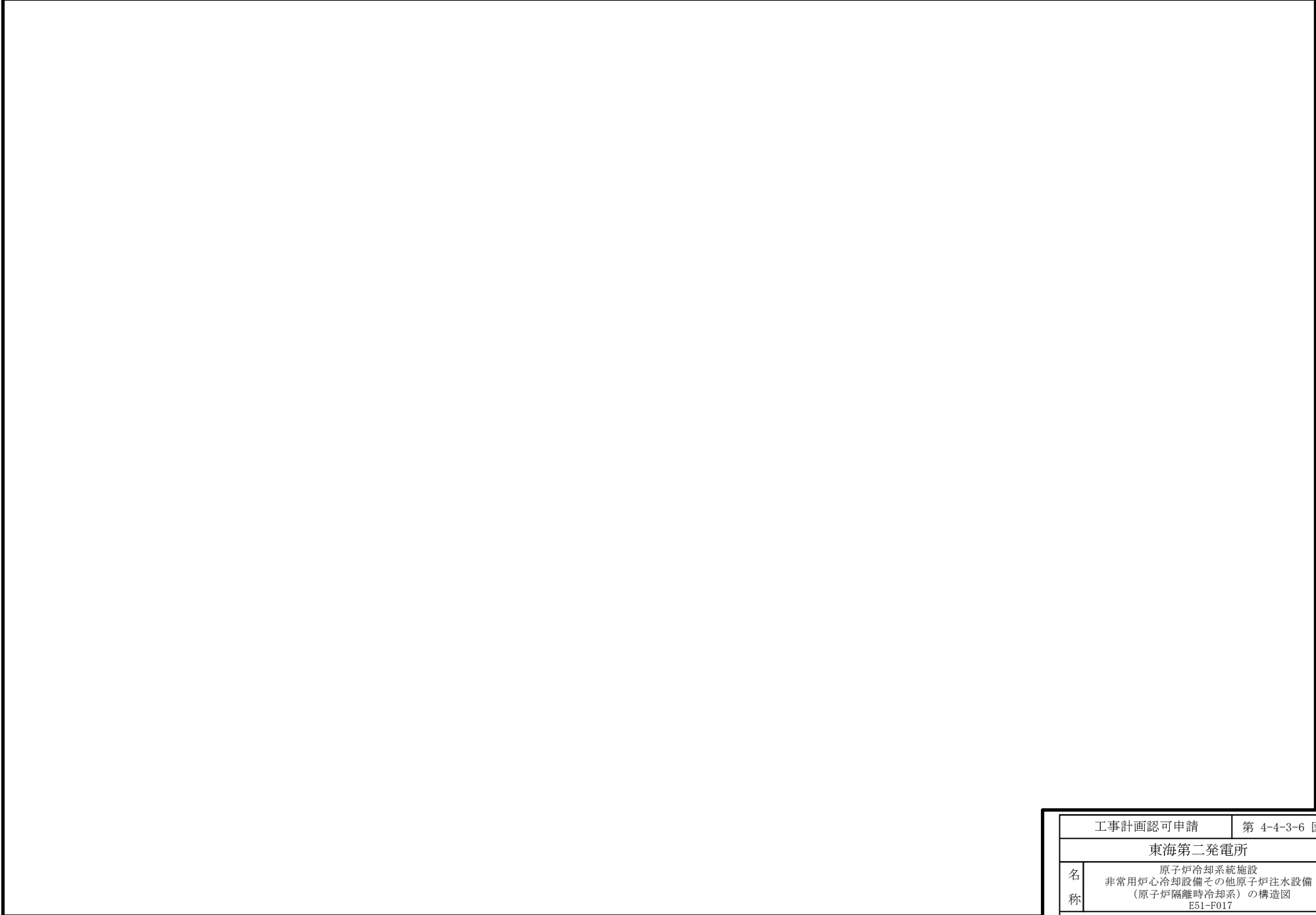
8820

第 4-4-3-5 図 原子炉冷却系統施設 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）の構造図 原子炉隔離時冷却系ストレーナ 別紙

工事計画記載の公称値の許容範囲

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径			製造能力，製造実績を考慮したメーカー基準
長さ			同上

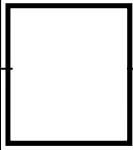
注 : 主要寸法は，工事計画記載の公称値を示す。



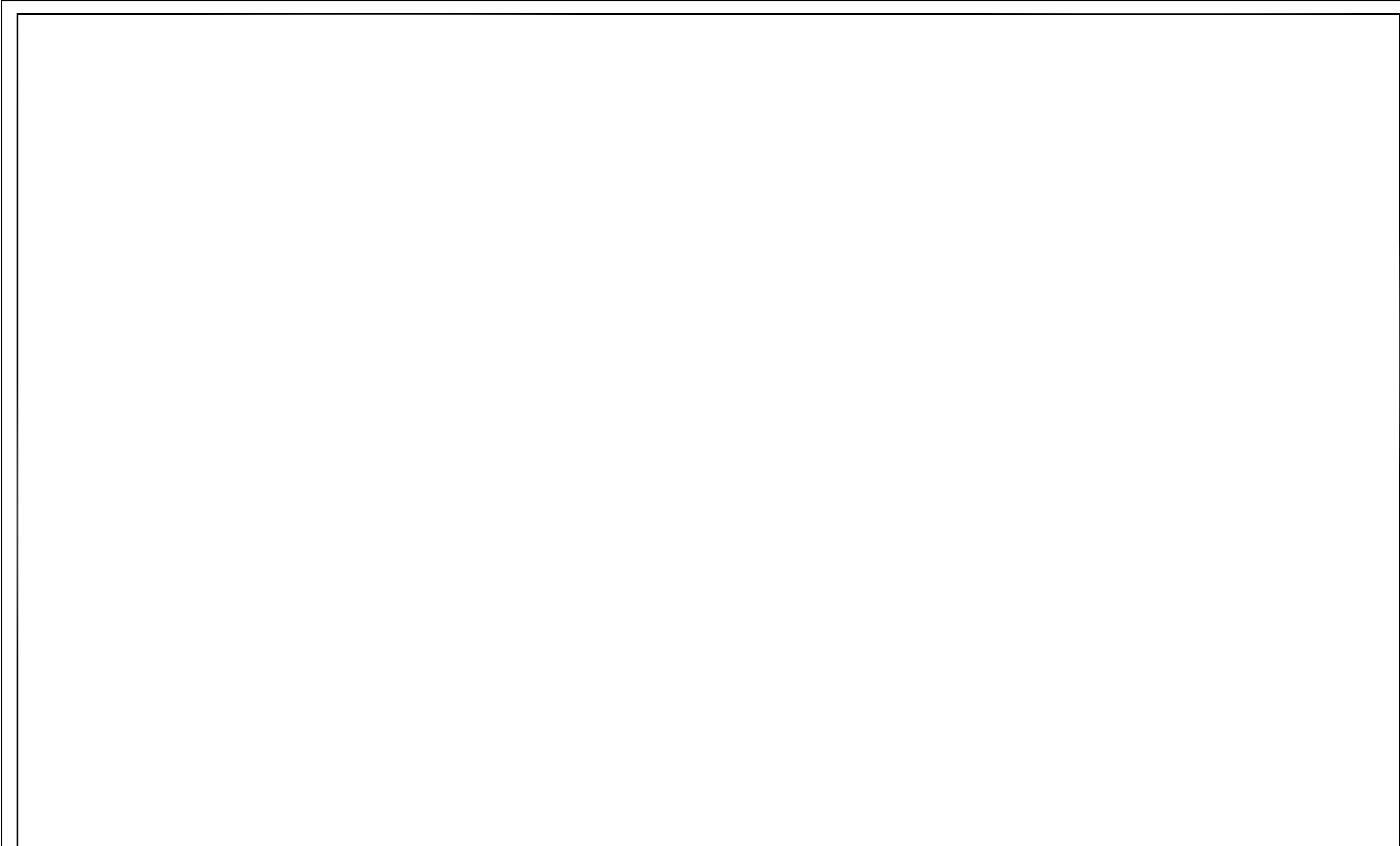
工事計画認可申請		第 4-4-3-6 図
東海第二発電所		
名	原子炉冷却系統施設 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (原子炉隔離時冷却系)の構造図 E51-F017	
称	日本原子力発電株式会社	

第 4-4-3-6 図 原子炉冷却系統施設 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）の構造図 E51-F017 別紙

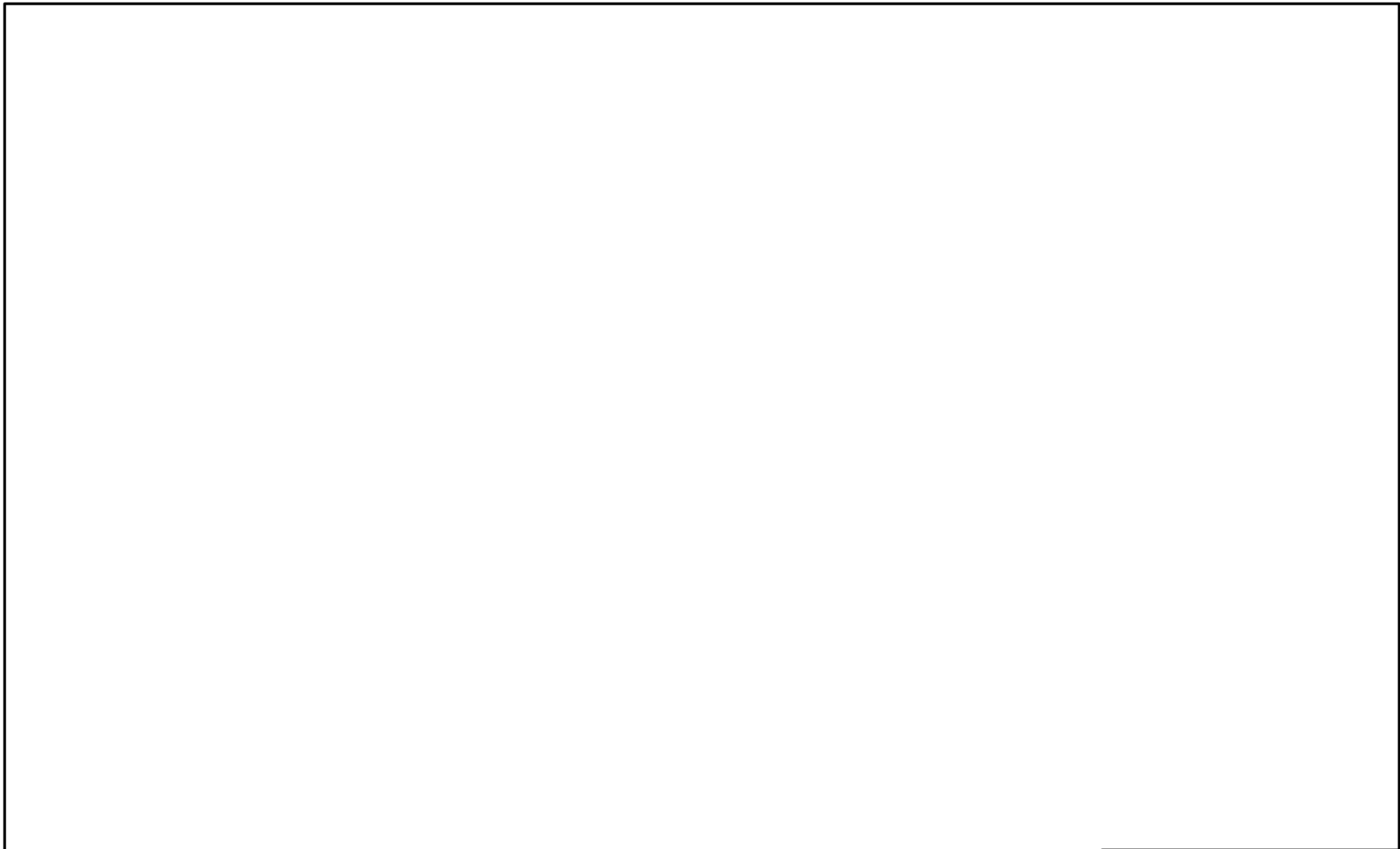
工事計画記載の公称値の許容範囲

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
のど部の径		+0.2 mm 0 mm	J I S B 8 2 1 0による製造公差
弁座口の径		+0.3 mm 0 mm	同上

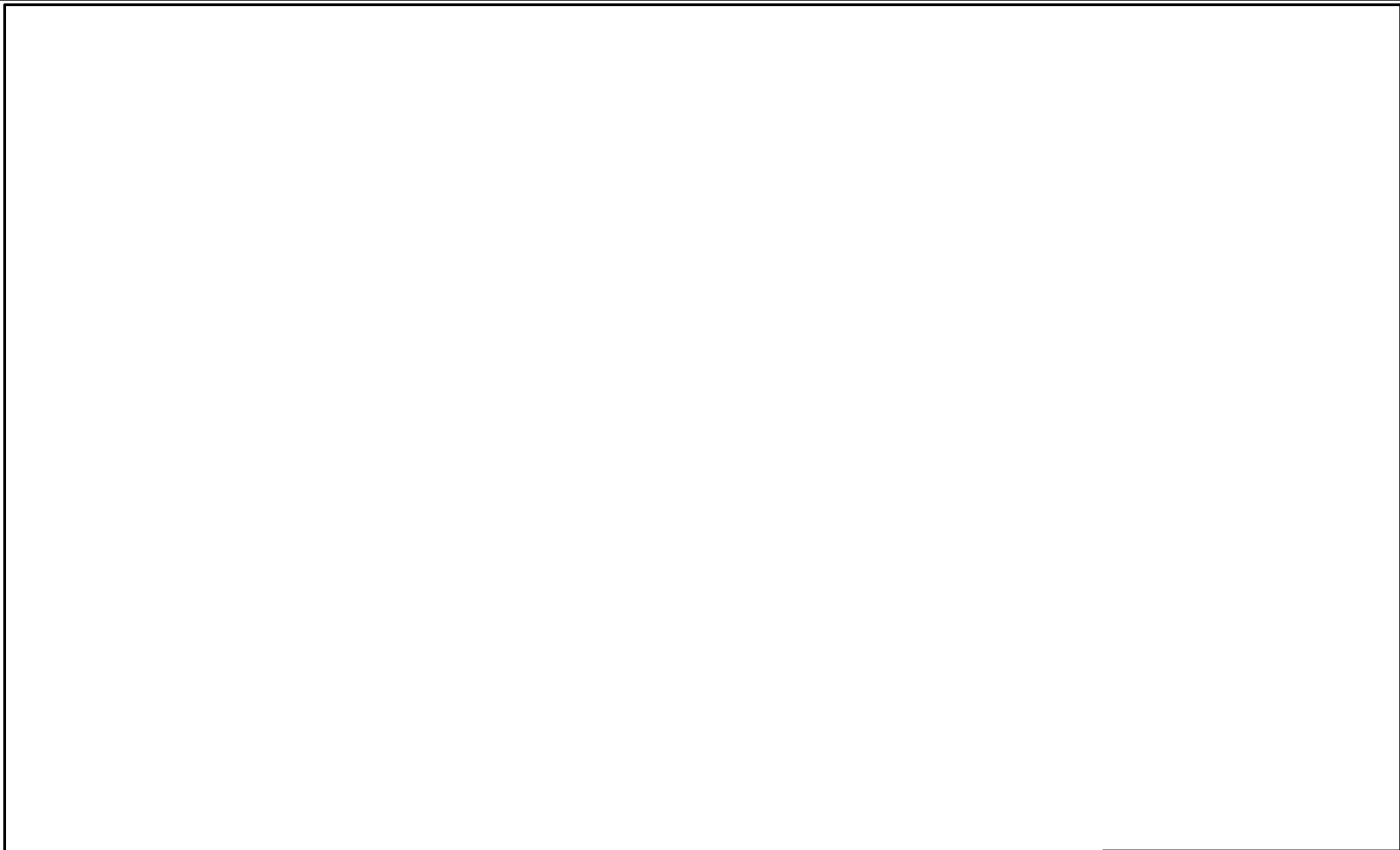
注 : 主要寸法は, 工事計画記載の公称値を示す。



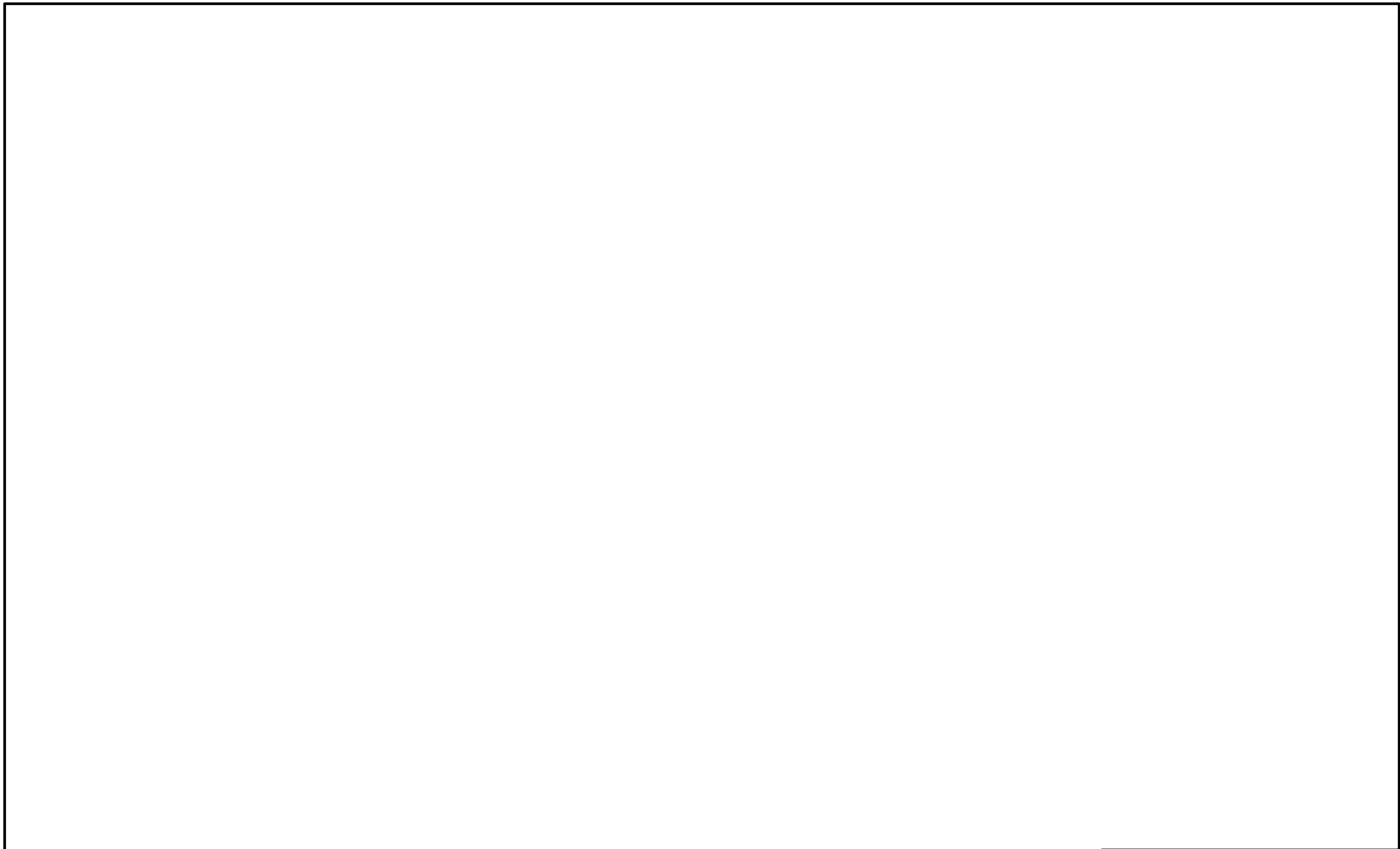
工事計画認可申請	第 4-5-1 図
東海第二発電所	
名称	原子炉冷却系統施設 原子炉冷却材補給設備に係る 機器の配置を明示した図面
日本原子力発電株式会社	
8621	



工事計画認可申請	第 4-5-1-1 図
東海第二発電所	
名称	原子炉冷却系統施設のうち 原子炉冷却材補給設備 (原子炉隔離時冷却系)に係る 主配管の配置を明示した図面 (1/6)
日本原子力発電株式会社	
8820	

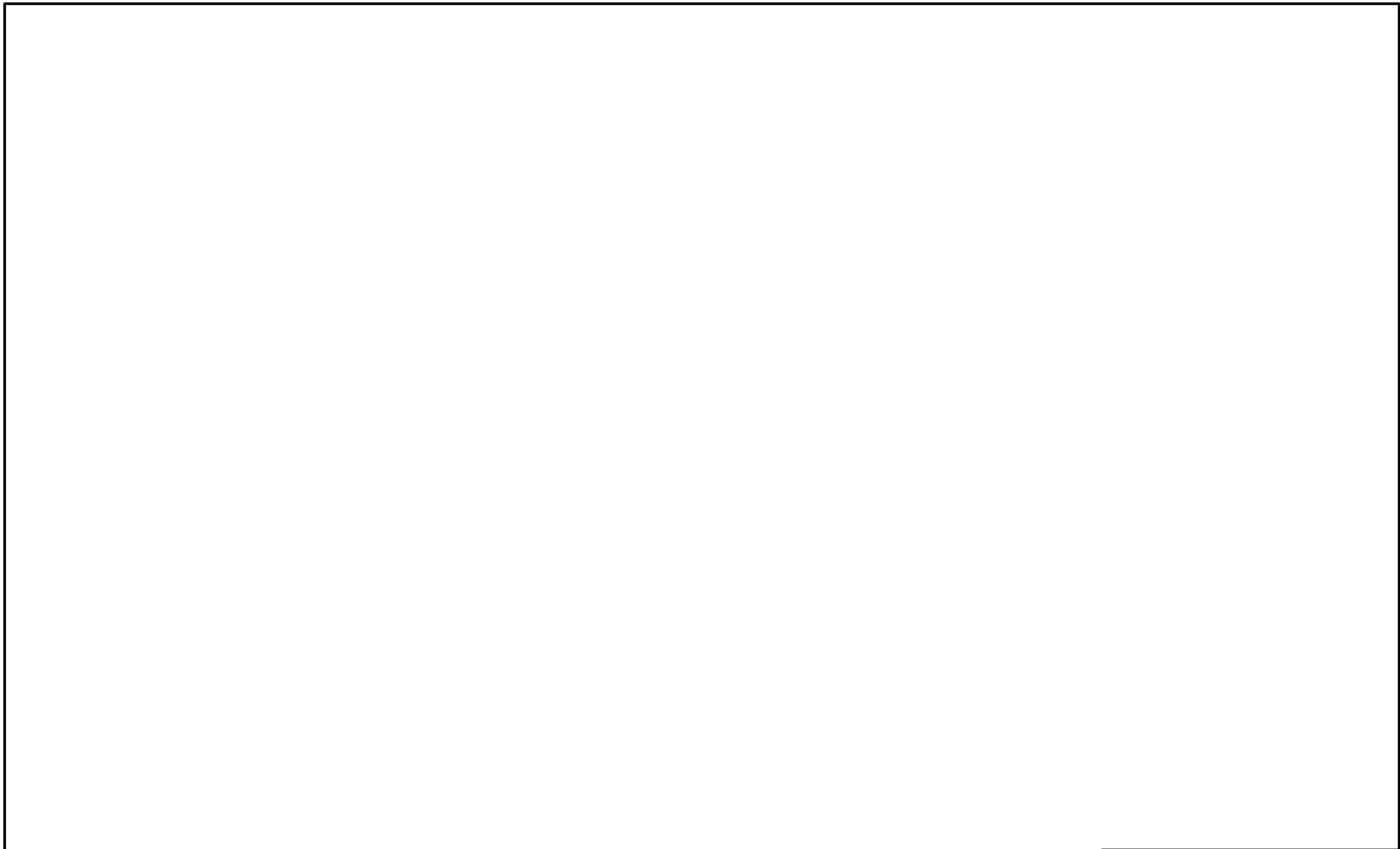


工事計画認可申請	第 4-5-1-2 図
東海第二発電所	
名称	原子炉冷却系統施設のうち 原子炉冷却材補給設備 (原子炉隔離時冷却系)に係る 主配管の配置を明示した図面 (2/6)
日本原子力発電株式会社	
8820	

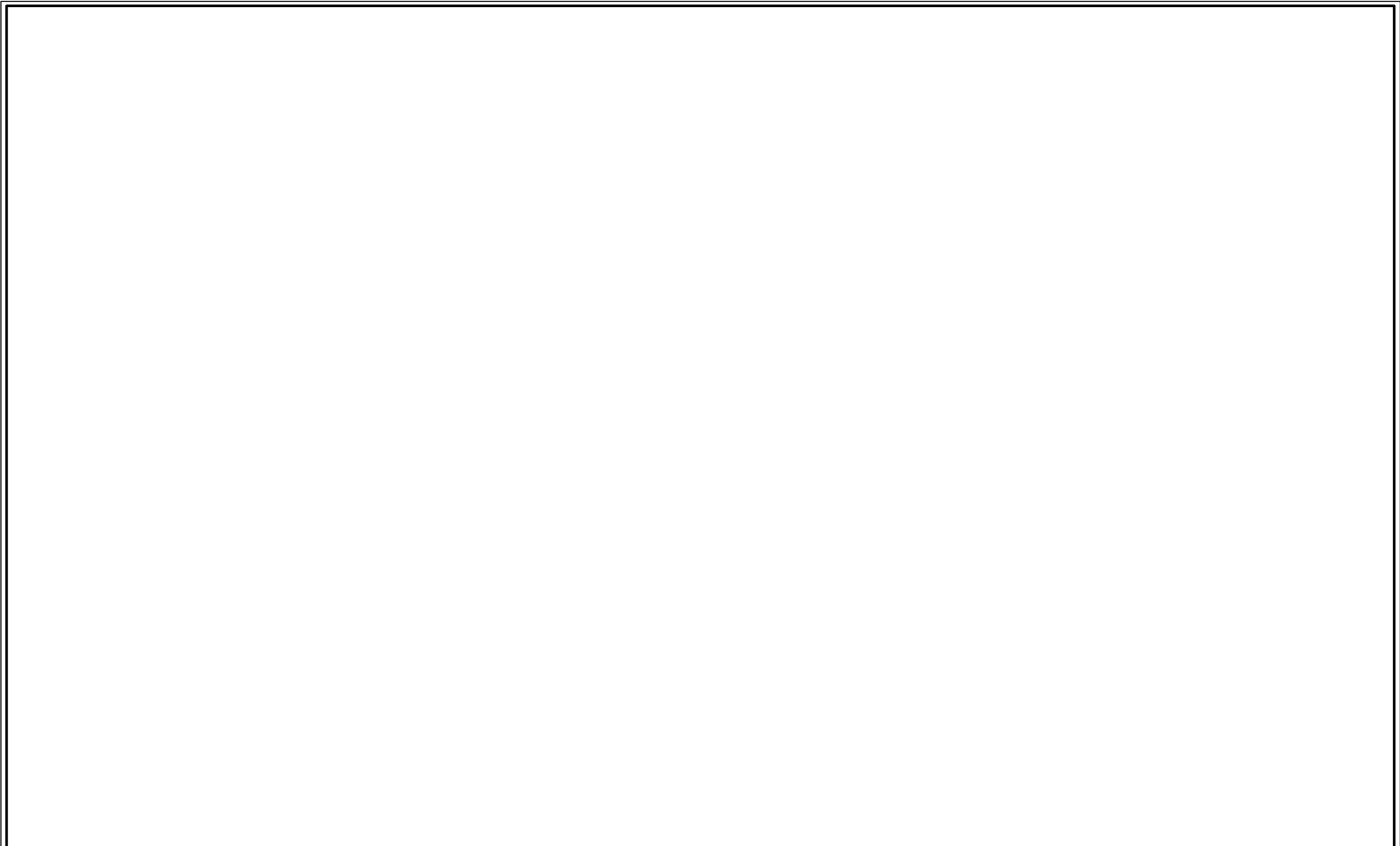


工事計画認可申請	第 4-5-1-3 図
東海第二発電所	
名称	原子炉冷却系統施設のうち 原子炉冷却材補給設備 (原子炉隔離時冷却系)に係る 主配管の配置を明示した図面 (3/6)
日本原子力発電株式会社	

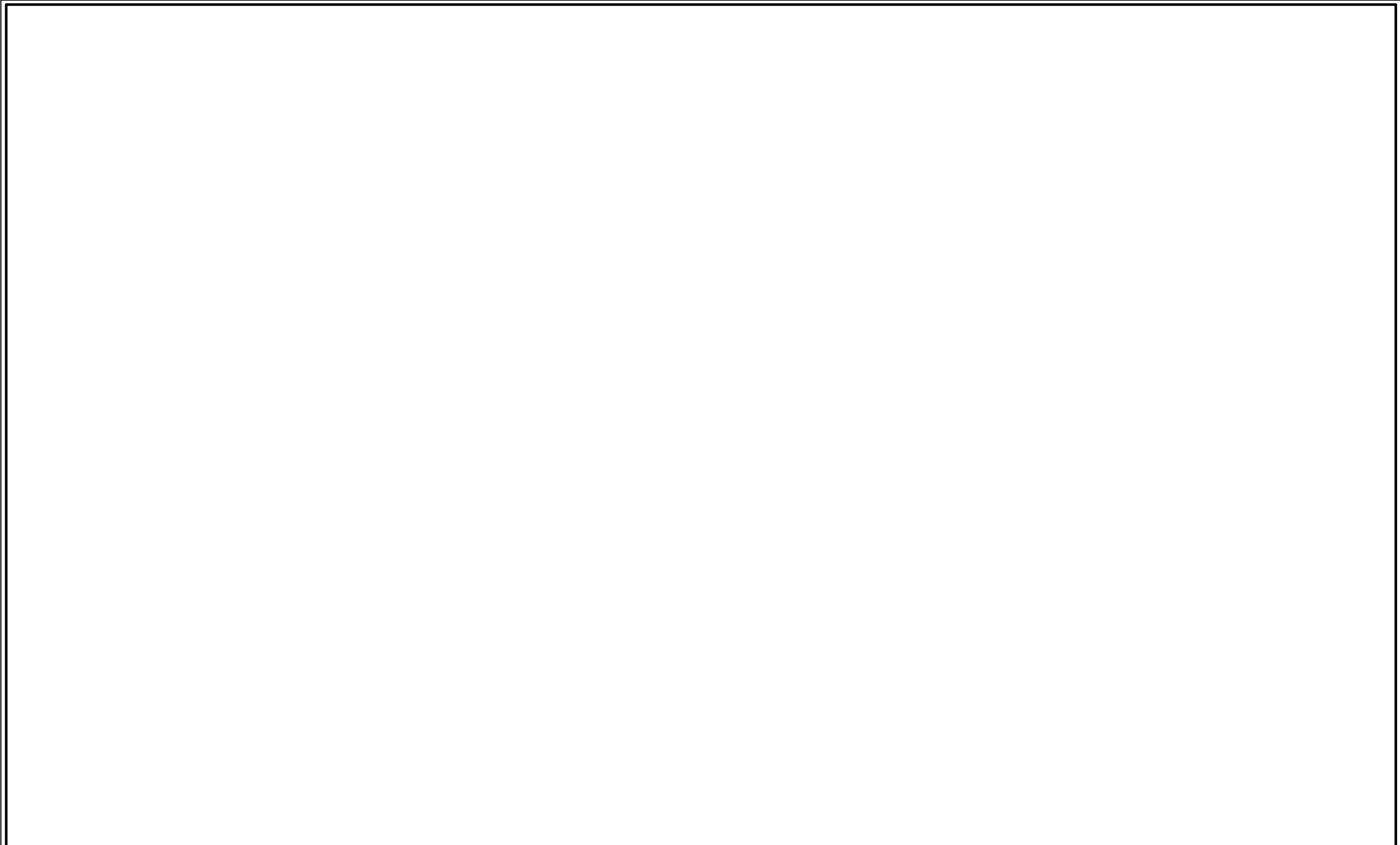
8820



工事計画認可申請	第 4-5-1-4 図
東海第二発電所	
名称	原子炉冷却系統施設のうち 原子炉冷却材補給設備 (原子炉隔離時冷却系)に係る 主配管の配置を明示した図面 (4/6)
日本原子力発電株式会社	
8820	



工事計画認可申請	第 4-5-1-5 図
東海第二発電所	
名称	原子炉冷却系統施設のうち 原子炉冷却材補給設備 (原子炉隔離時冷却系)に係る 主配管の配置を明示した図面 (5/6)
日本原子力発電株式会社	
8820	



工事計画認可申請	第 4-5-1-6 図
東海第二発電所	
名称	原子炉冷却系統施設のうち 原子炉冷却材補給設備 (原子炉隔離時冷却系) に係る 主配管の配置を明示した図面 (6/6)
日本原子力発電株式会社	

第 4-5-1-1 図～第 4-5-1-6 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備(原子炉隔離時冷却系)に係る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

管 NO. 1*－管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	114.3	±1.6 mm	J I S B 2 3 1 2 による材料公差
厚さ	8.6	+規定しない -12.5 %	同上

管 NO. 6*－管継手

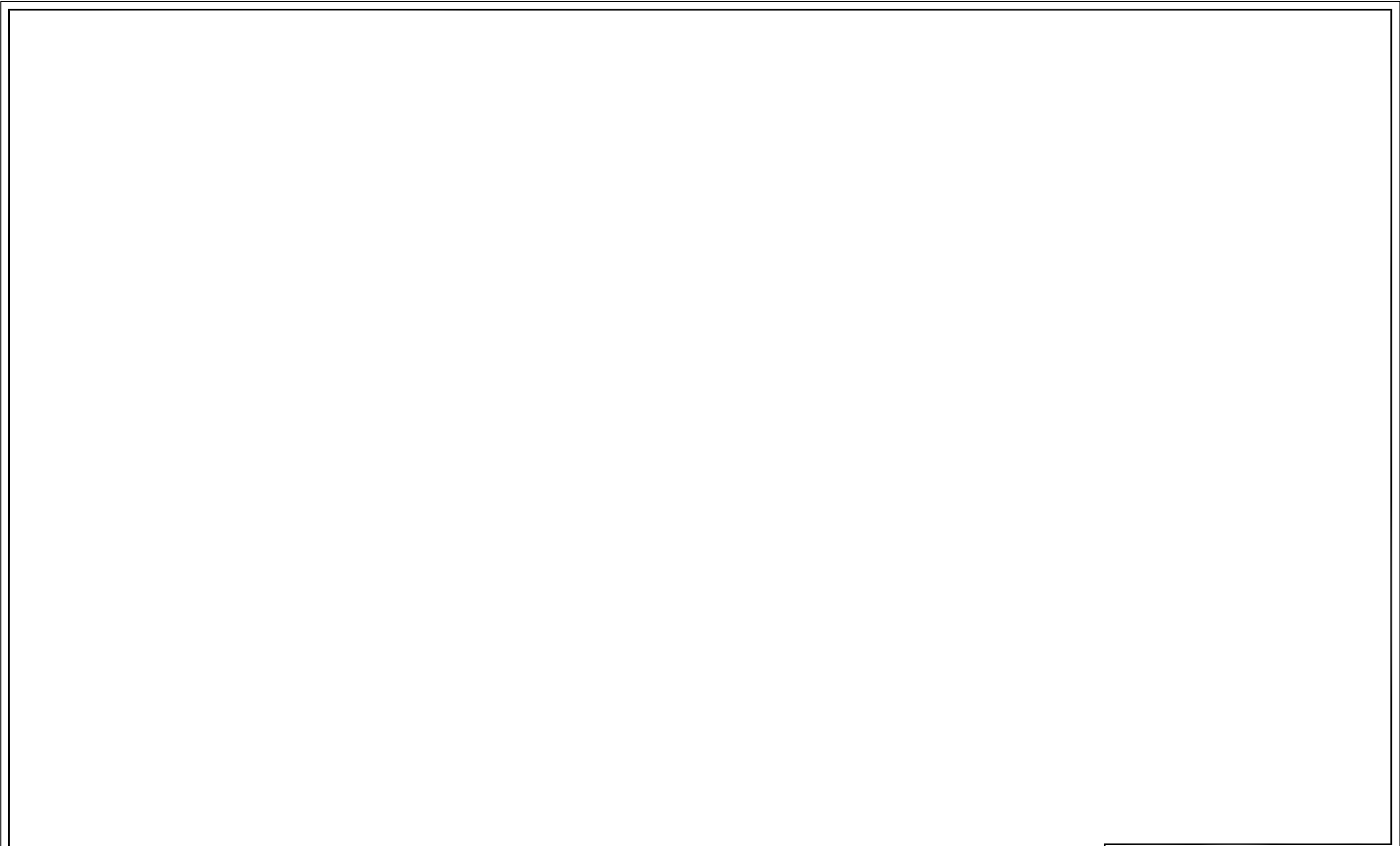
主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	355.6	+4.0 mm -3.2 mm	J I S B 2 3 1 2 による材料公差
厚さ	11.1	+規定しない -12.5 %	同上

管 NO. 11*－管継手

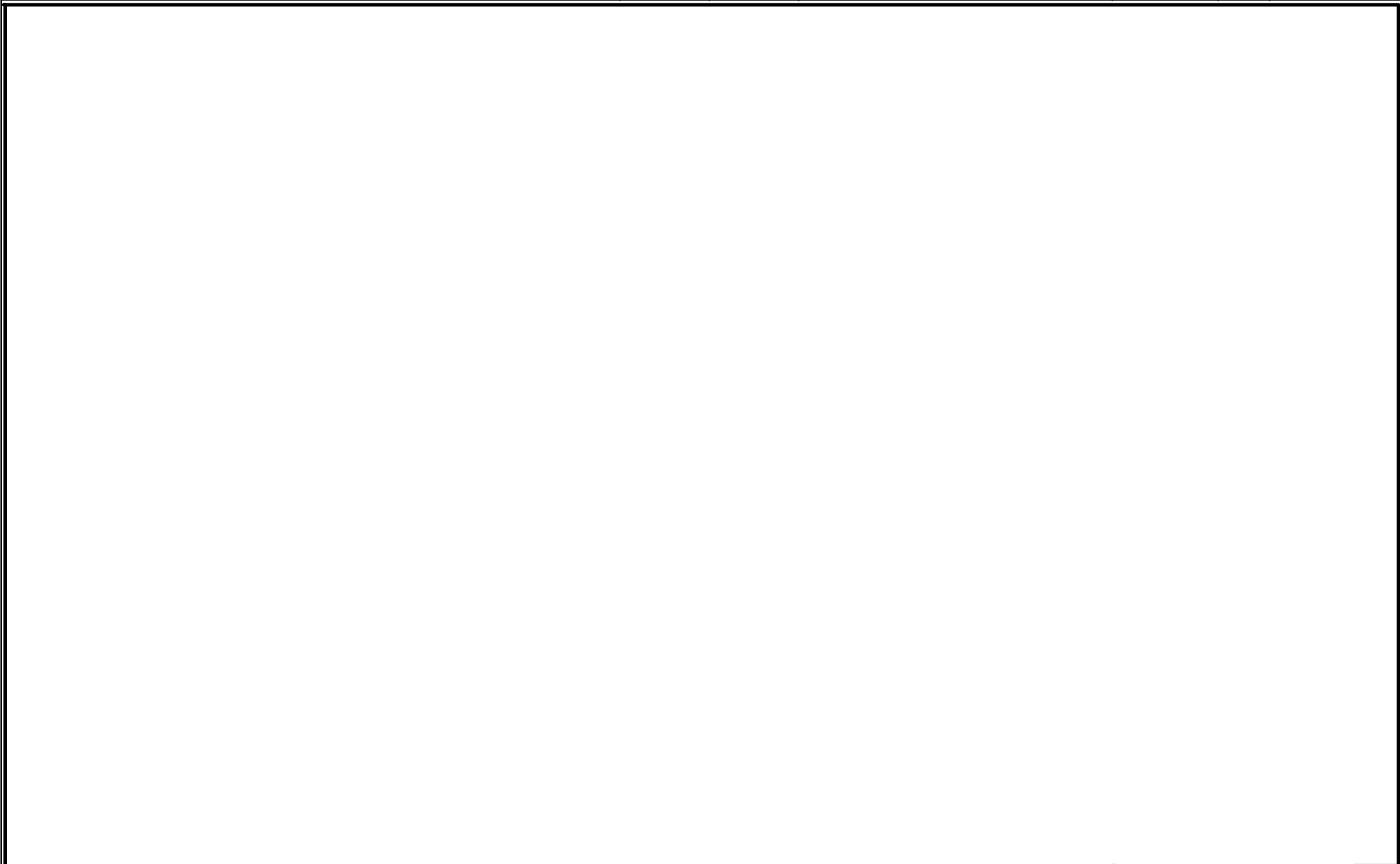
主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	165.2	+2.4 mm -1.6 mm	J I S B 2 3 1 2 による材料公差
厚さ	14.3	+規定しない -12.5 %	同上

注 : 主要寸法は、工事計画記載の公称値を示す。

注記 * : 管の強度計算書の管 NO. を示す。



工事計画認可申請	第 4-5-1-7 図
東海第二発電所	
名称	原子炉冷却系統施設のうち 原子炉冷却材補給設備 (原子炉隔離時冷却系) の系統図 (設計基準対象施設)
日本原子力発電株式会社	
8806	



工事計画認可申請		第 4-5-1-8 図
東海第二発電所		
名称	原子炉冷却系統施設 原子炉冷却材補給設備 (原子炉隔離時冷却系)の構造図 E51-F064	
日本原子力発電株式会社		