

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-405 改4
提出年月日	平成30年8月28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)

(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-1-1-4-3-32 設定根拠に関する説明書（代替循環冷却系 代替循環冷却系ポンプ）

###### V-1-1-4-3-33 設定根拠に関する説明書（代替循環冷却系 主配管（常設））

## V-6 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】

#### 4.4.8 代替循環冷却系

- ・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（代替循環冷却系）に係る主配管の配置を明示した図面（1/11）

##### 【第 4-4-8-1 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（代替循環冷却系）に係る主配管の配置を明示した図面（2/11）

##### 【第 4-4-8-2 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（代替循環冷却系）に係る主配管の配置を明示した図面（3/11）

##### 【第 4-4-8-3 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（代替循環冷却系）に係る主配管の配置を明示した図面（4/11）

##### 【第 4-4-8-4 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（代替循環冷却系）に係る主配管の配置を明示した図面（5/11）

##### 【第 4-4-8-5 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（代替循環冷却系）に係る主配管の配置を明示した図面（6/11）

##### 【第 4-4-8-6 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（代替循環冷却系）に係る主配管の配置を明示した図面（7/11）

##### 【第 4-4-8-7 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（代替循環冷却系）に係る主配管の配置を明示した図面（8／11）  
 【第 4-4-8-8 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（代替循環冷却系）に係る主配管の配置を明示した図面（9／11）  
 【第 4-4-8-9 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（代替循環冷却系）に係る主配管の配置を明示した図面（10／11）  
 【第 4-4-8-10 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（代替循環冷却系）に係る主配管の配置を明示した図面（11／11）  
 【第 4-4-8-11 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（代替循環冷却系）の系統図（1／6）（設計基準対象施設）  
 【第 4-4-8-12 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（代替循環冷却系）の系統図（2／6）（重大事故等対処設備）  
 【第 4-4-8-13 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（代替循環冷却系）の系統図（3／6）（設計基準対象施設）  
 【第 4-4-8-14 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（代替循環冷却系）の系統図（4／6）（重大事故等対処設備）  
 【第 4-4-8-15 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（代替循環冷却系）の系統図（5／6）（設計基準対象施設）  
 【第 4-4-8-16 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（代替循環冷却系）の系統図（6／6）（重大事故等対処設備）  
 【第 4-4-8-17 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（代替循環冷却系）の構造図 代替循環冷却系ポンプ  
 【第 4-4-8-18 図】

V-1-1-4-3-32 設定根拠に関する説明書  
(代替循環冷却系 代替循環冷却系ポンプ)

名 称		代替循環冷却系ポンプ	
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	250 以上 (250)	
揚 程	m	120 以上 (120)	
最 高 使 用 圧 力	MPa	吸込側 0.86/吐出側 3.45	
最 高 使 用 温 度	℃	80	
原 動 機 出 力	kW/個	132	
個 数	—	2	

**【設定根拠】**

(概要)

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）として使用する代替循環冷却系ポンプは、以下の機能を有する。

代替循環冷却系ポンプは、炉心の著しい損傷、熔融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に残存する熔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た残留熱除去系を経由し、代替循環冷却系ポンプにより原子炉圧力容器へ注水を行い、原子炉圧力容器内に残存する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）として使用する代替循環冷却系ポンプは、以下の機能を有する。

代替循環冷却系ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成はサブプレッション・チェンバを水源とした残留熱除去系を経由し、代替循環冷却系ポンプにより原子炉圧力容器へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレイ又はサブプレッション・チェンバへ注水することで、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。

代替循環冷却系ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延・防止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た残留熱除去系を経由し、代替循環冷却系ポンプにより原子炉圧力容器へ注水を行い、熔融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延・防止できる設計とする。

## 1. 容量の設定根拠

代替循環冷却系ポンプの重大事故等時における容量は、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添付書類十）において有効性が確認できている流量とし、250 m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ 250 m<sup>3</sup>/h/個とする。

## 2. 揚程の設定根拠

代替循環冷却系ポンプの重大事故等時における揚程は、**原子炉圧力容器注水経路**、**原子炉格納容器スプレイ経路及びサブプレッション・チェンバ注水経路のうち**、必要揚程が最も大きくなる原子炉**圧力容器注水経路**において、下記を考慮して決定する。

① 水源と移送先の圧力差：41 m

重大事故等時のサブプレッション・チェンバと原子炉の圧力差

② 静水頭：27 m

サブプレッション・チェンバと原子炉注水ノズルのレベル差

③ 配管・機器圧力損失： m

④ 合計： m

代替循環冷却系ポンプの重大事故等時における揚程は、④の合計以上とし、120 m 以上とする。

公称値については要求される揚程と同じ 120 m とする。

## 3. 最高使用圧力の設定根拠

## 3.1 吸込側：0.86 MPa

代替循環冷却系ポンプの重大事故等時における吸込側の使用圧力は、下記を考慮して決定する。

① 静水頭：0.15 MPa

ポンプ設置床とサブプレッション・プール水位のレベル差

② 重大事故等時のサブプレッション・チェンバ圧力：0.62 MPa

③ 合計：0.77 MPa

代替循環冷却系ポンプの重大事故等時における吸込側の使用圧力は、③の合計以上とし、残留熱除去系の使用圧力と同じ 0.86 MPa とする。

## 3.2 吐出側：3.45 MPa

代替循環冷却系ポンプの重大事故等時における吐出側の使用圧力は、下記を考慮して決定する。

① 静水頭：0.15 MPa

ポンプ設置床とサブプレッション・プール水位のレベル差

- ② 重大事故等時のサプレッション・チェンバ圧力 : 0.62 MPa
- ③ ポンプ締切揚程 :  MPa  
 ポンプ締切揚程  m
- ④ 合計 :  MPa

代替循環冷却系ポンプの重大事故等時における吐出側の使用圧力は、④の合計以上とし、残留熱除去系の使用圧力と同じ 3.45 MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

代替循環冷却系ポンプの重大事故等時における使用温度は、重大事故等時における代替循環冷却系ポンプ使用時の残留熱除去系熱交換器胴側出口温度を考慮し、80 °C とする。

5. 原動機出力の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する代替循環冷却系ポンプの原動機出力は、定格流量時点での軸動力をもとに設定する。

定格流量点における代替循環冷却系ポンプの流量は 250 m<sup>3</sup>/h、揚程は 120 m であり、そのときの代替循環冷却系ポンプの必要軸動力は  kW\* となる。

以上より、代替循環冷却系ポンプの原動機出力は、必要軸動力  kW を上回る 132 kW/個 とする。

注記\* : 以下に代替循環冷却系ポンプの原動機出力計算結果を示す。

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

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

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

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

P : 軸動力 (kW)

P<sub>w</sub> : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1000

g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

Q : 容量 (m<sup>3</sup>/s) = 250 / 3600

H : 揚程 (m) = 120

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left( \frac{250}{3600} \right) \times 120}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

6. 個数の設定根拠

代替循環冷却系ポンプ（原動機含む）は、重大事故等対処設備として原子炉压力容器へ注水するとともに、原子炉格納容器へスプレイ又はサプレッション・チェンバへ注水するために必要な個数である1個について多重化設計とし2個を設置する。



V-1-1-4-3-33 設定根拠に関する説明書

(代替循環冷却系 主配管 (常設) )

名 称	A系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点 ～ 代替循環冷却系ポンプA	
最 高 使 用 圧 力	MPa	3.45, 0.86
最 高 使 用 温 度	℃	174, 80
外 径	mm	216.3, 318.5, 457.2
<p><b>【設定根拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、A系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点から代替循環冷却系ポンプAを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、代替循環冷却系ポンプ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。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 最高使用圧力 3.45 MPa 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の使用圧力と同じ3.45 MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 0.86 MPa 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代替循環冷却系ポンプA吸込側の使用圧力と同じ0.86 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 174 ℃ 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の使用温度と同じ174 ℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 80 ℃ 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代替循環冷却系ポンプAの使用温度と同じ80 ℃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、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントのポンプ吸込配管の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、216.3 mm, 318.5 mm, 457.2 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量 D (m <sup>3</sup> /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138			
318.5	10.3	300	0.06970			
457.2	14.3	450	0.14428			

注記 \*1: ポンプ吸込配管の標準流速を超えるが、低圧水配管の標準流速  m/s 以下で、ポンプ有効吸込水頭は確保可能であり問題ない。

\*2: 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

名 称		代替循環冷却系ポンプA ～ 代替循環冷却系代替格納容器スプレィ配管A系分岐点
最 高 使 用 圧 力	MPa	3.45
最 高 使 用 温 度	℃	80
外 径	mm	165.2, 216.3

**【設定根拠】**

(概要)

本配管は、代替循環冷却系ポンプ A から代替循環冷却系代替格納容器スプレィ配管 A 系分岐点を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、残留熱除去系熱交換器で冷却したサブプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器に注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレィ又はサブプレッション・チェンバへ注水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における代替循環冷却系ポンプ A 吐出側の使用圧力と同じ 3.45 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における代替循環冷却系ポンプ A の使用温度と同じ 80 ℃ 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、代替循環冷却系ポンプから供給される水は低圧水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2 mm, 216.3 mm とする。

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

注記 \*1：短期（非常時）使用時の目安    m/s を下回るため問題ない。

\*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

名 称		代替循環冷却系代替格納容器スプレイ配管A系分岐点 ～ 代替循環冷却系テスト配管A系分岐点
最 高 使 用 圧 力	MPa	3.45
最 高 使 用 温 度	℃	80
外 径	mm	216.3

**【設定根拠】**

(概要)

本配管は、代替循環冷却系代替格納容器スプレイ配管 A 系分岐点から代替循環冷却系テスト配管 A 系分岐点を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、残留熱除去系熱交換器で冷却したサプレッション・チェンバのプール水を原子炉压力容器及びサプレッション・チェンバに注水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における代替循環冷却系ポンプ A 吐出側の使用圧力と同じ 3.45 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における代替循環冷却系ポンプ A の使用温度と同じ 80 ℃ 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、代替循環冷却系ポンプから供給される水は低圧水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、216.3 mm とする。

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

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		代替循環冷却系テスト配管A系分岐点 ～ A系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点
最 高 使 用 圧 力	MPa	3.45
最 高 使 用 温 度	℃	80, 174
外 径	mm	114.3, 216.3
<p><b>【設定根拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、代替循環冷却系テスト配管 A 系分岐点から A 系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、残留熱除去系熱交換器で冷却したサブレーション・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代替循環冷却系ポンプ A 吐出側の使用圧力と同じ 3.45 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 80 ℃</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代替循環冷却系ポンプ A の使用温度と同じ 80 ℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 174 ℃</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主配管「A 系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点～弁 E12-F042A」の使用温度と同じ 174 ℃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、代替循環冷却系ポンプから供給される水は低圧水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3 mm, 216.3 mmとする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量 D (m <sup>3</sup> /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	6.0	100	0.00822			
216.3	8.2	200	0.03138			

注記 \*1: 短期（非常時）使用時の目安  m/s を下回るため問題ない。

\*2: 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

名 称		B系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点 ～ 代替循環冷却系ポンプB
最 高 使 用 圧 力	MPa	3.45, 0.86
最 高 使 用 温 度	℃	174, 80
外 径	mm	216.3, 318.5, 457.2
<p><b>【設定根拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、B系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点から代替循環冷却系ポンプBを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、代替循環冷却系ポンプ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。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 最高使用圧力 3.45 MPa 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の使用圧力と同じ3.45 MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 0.86 MPa 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代替循環冷却系ポンプB吸込側の使用圧力と同じ0.86 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 174 ℃ 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の使用温度と同じ174 ℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 80 ℃ 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代替循環冷却系ポンプBの使用温度と同じ80 ℃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、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントのポンプ吸込配管の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、216.3 mm, 318.5 mm, 457.2 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量 D (m <sup>3</sup> /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138			
318.5	10.3	300	0.06970			
457.2	14.3	450	0.14428			

注記 \*1: ポンプ吸込配管の標準流速を超えるが、低圧水配管の標準流速  m/s 以下で、ポンプ有効吸込水頭は確保可能であり問題ない。

\*2: 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

名 称		代替循環冷却系ポンプB ～ 代替循環冷却系代替格納容器スプレィ配管B系分岐点
最 高 使 用 圧 力	MPa	3.45
最 高 使 用 温 度	℃	80
外 径	mm	165.2, 216.3

**【設定根拠】**

(概要)

本配管は、代替循環冷却系ポンプBから代替循環冷却系代替格納容器スプレィ配管B系分岐点を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、残留熱除去系熱交換器で冷却したサブプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器に注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレィ又はサブプレッション・チェンバへ注水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における代替循環冷却系ポンプB吐出側の使用圧力と同じ3.45 MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における代替循環冷却系ポンプBの使用温度と同じ80℃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、代替循環冷却系ポンプから供給される水は低圧水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2 mm, 216.3 mmとする。

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

注記 \*1：短期（非常時）使用時の目安    m/s を下回るため問題ない。

\*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

名 称	代替循環冷却系代替格納容器スプレイ配管B系分岐点 ～ 代替循環冷却系テスト配管B系分岐点	
最高使用圧力	MPa	3.45
最高使用温度	℃	80
外 径	mm	114.3, 216.3

**【設定根拠】**

(概要)

本配管は、代替循環冷却系代替格納容器スプレイ配管 B 系分岐点から代替循環冷却系テスト配管 B 系分岐点を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、残留熱除去系熱交換器で冷却したサプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器及びサプレッション・チェンバに注水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における代替循環冷却系ポンプ B 吐出側の使用圧力と同じ 3.45 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における代替循環冷却系ポンプ B の使用温度と同じ 80 ℃ 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、代替循環冷却系ポンプから供給される水は低圧水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3 mm, 216.3 mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*2	標準流速
A	B	(A)	C	D	E	(m/s)
(mm)	(mm)	(A)	(m <sup>2</sup> )	(m <sup>3</sup> /h)	(m/s)	(m/s)
114.3	6.0	100	0.00822			
216.3	8.2	200	0.03138			

注記 \*1：短期（非常時）使用時の目安    m/s を下回るため問題ない。

\*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

名 称		代替循環冷却系テスト配管B系分岐点 ～ B系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点
最 高 使 用 圧 力	MPa	3.45
最 高 使 用 温 度	℃	80, 174
外 径	mm	114.3, 216.3
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、代替循環冷却系テスト配管 B 系分岐点から B 系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、残留熱除去系熱交換器で冷却したサブレーション・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代替循環冷却系ポンプ B 吐出側の使用圧力と同じ 3.45 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 80 ℃</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代替循環冷却系ポンプ B の使用温度と同じ 80 ℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 174 ℃</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主配管「B 系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点～B 系統原子炉停止時冷却系配管分岐点」の使用温度と同じ 174 ℃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、代替循環冷却系ポンプから供給される水は低圧水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3 mm, 216.3 mmとする。

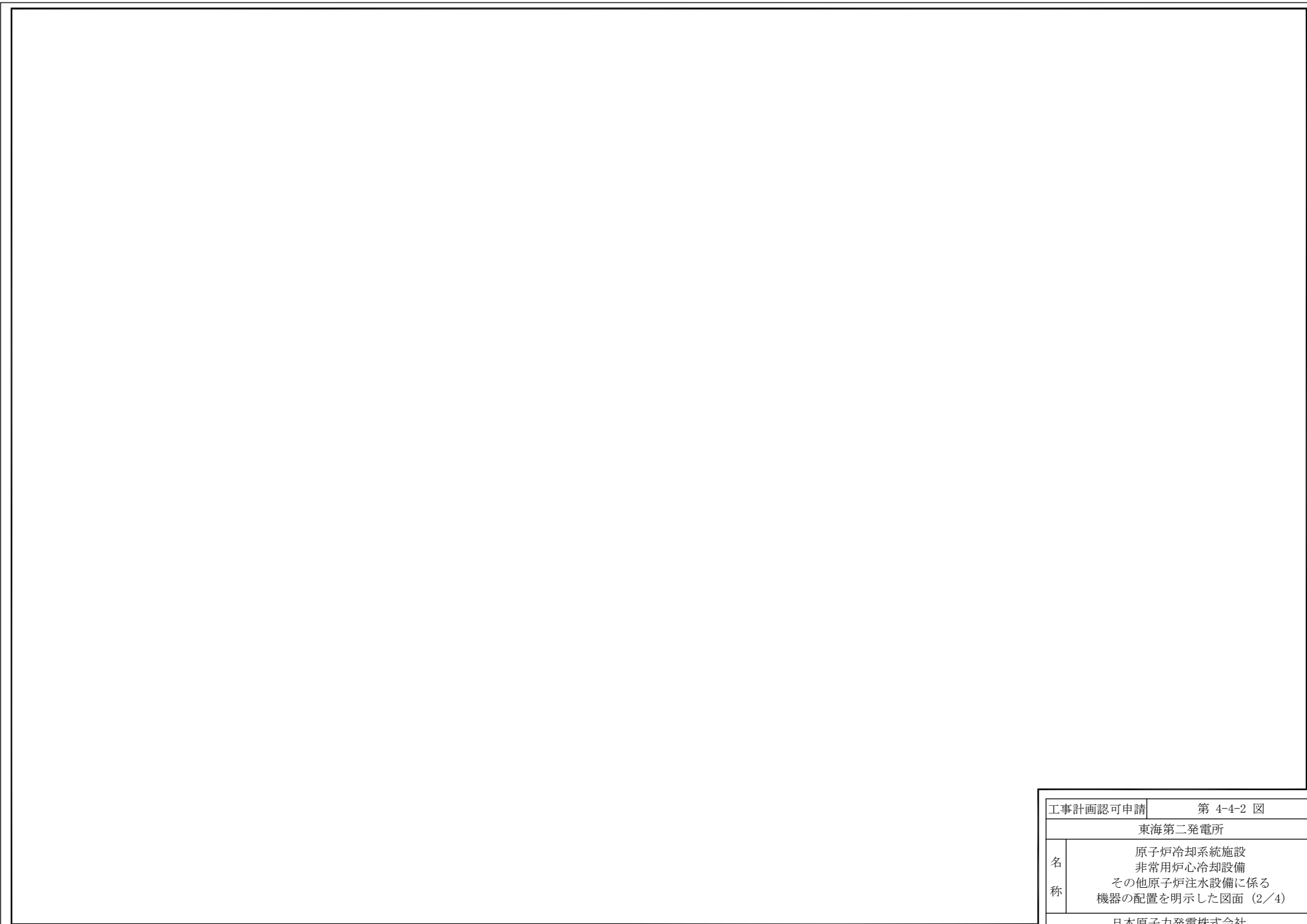
外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量 D (m <sup>3</sup> /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	6.0	100	0.00822			
216.3	8.2	200	0.03138			

注記 \*1: 短期（非常時）使用時の目安  m/s を下回るため問題ない。

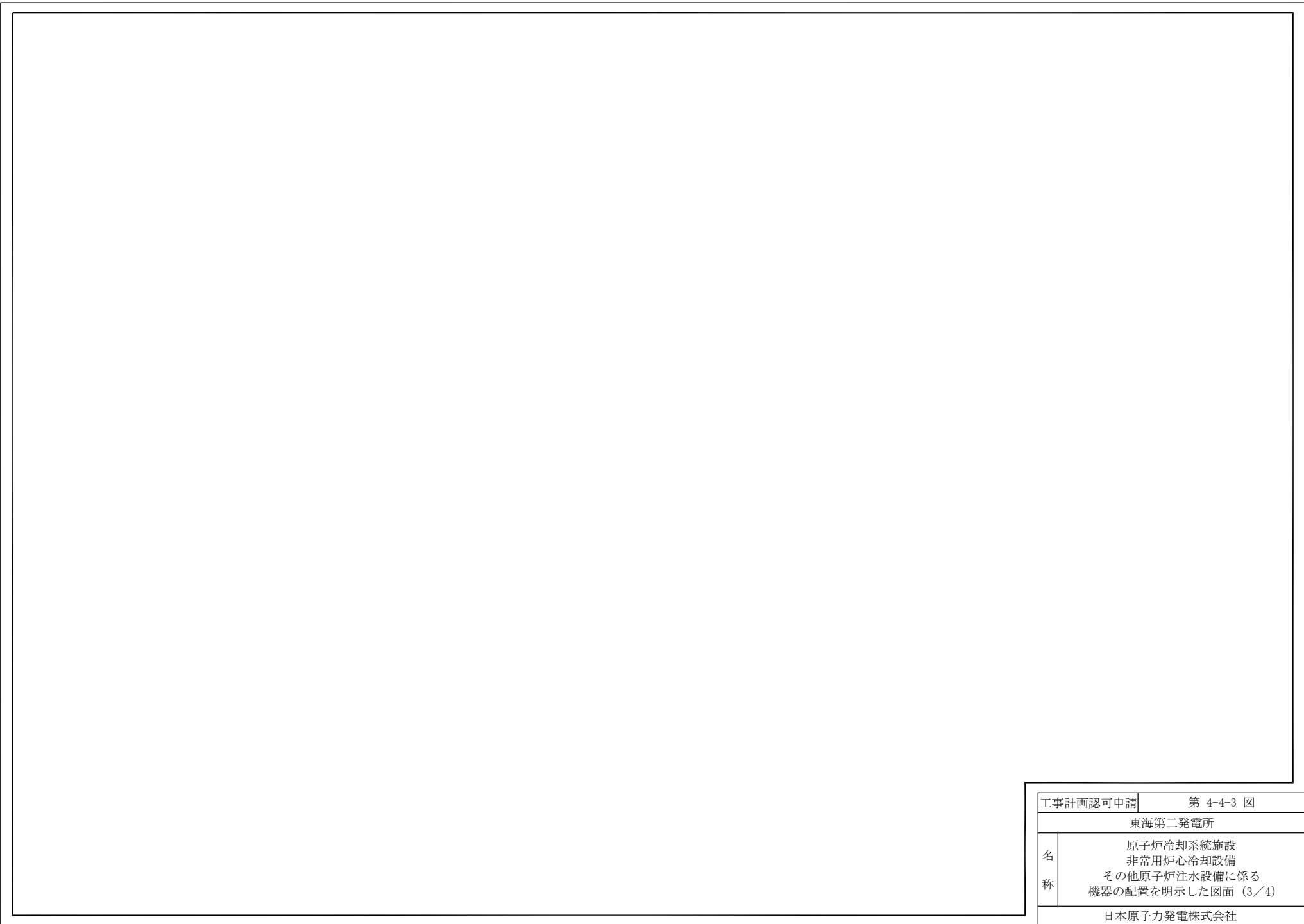
\*2: 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

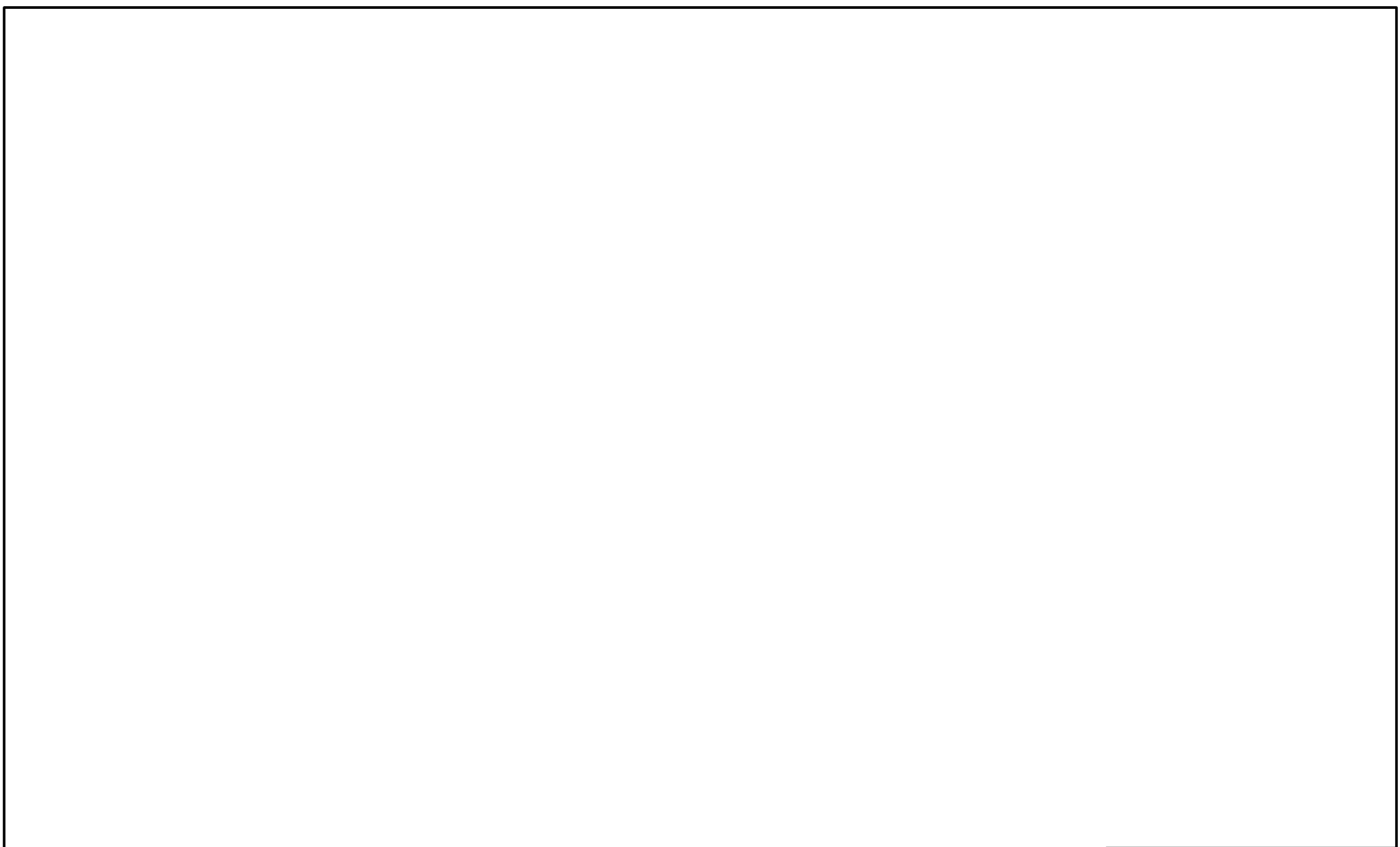
$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$



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	

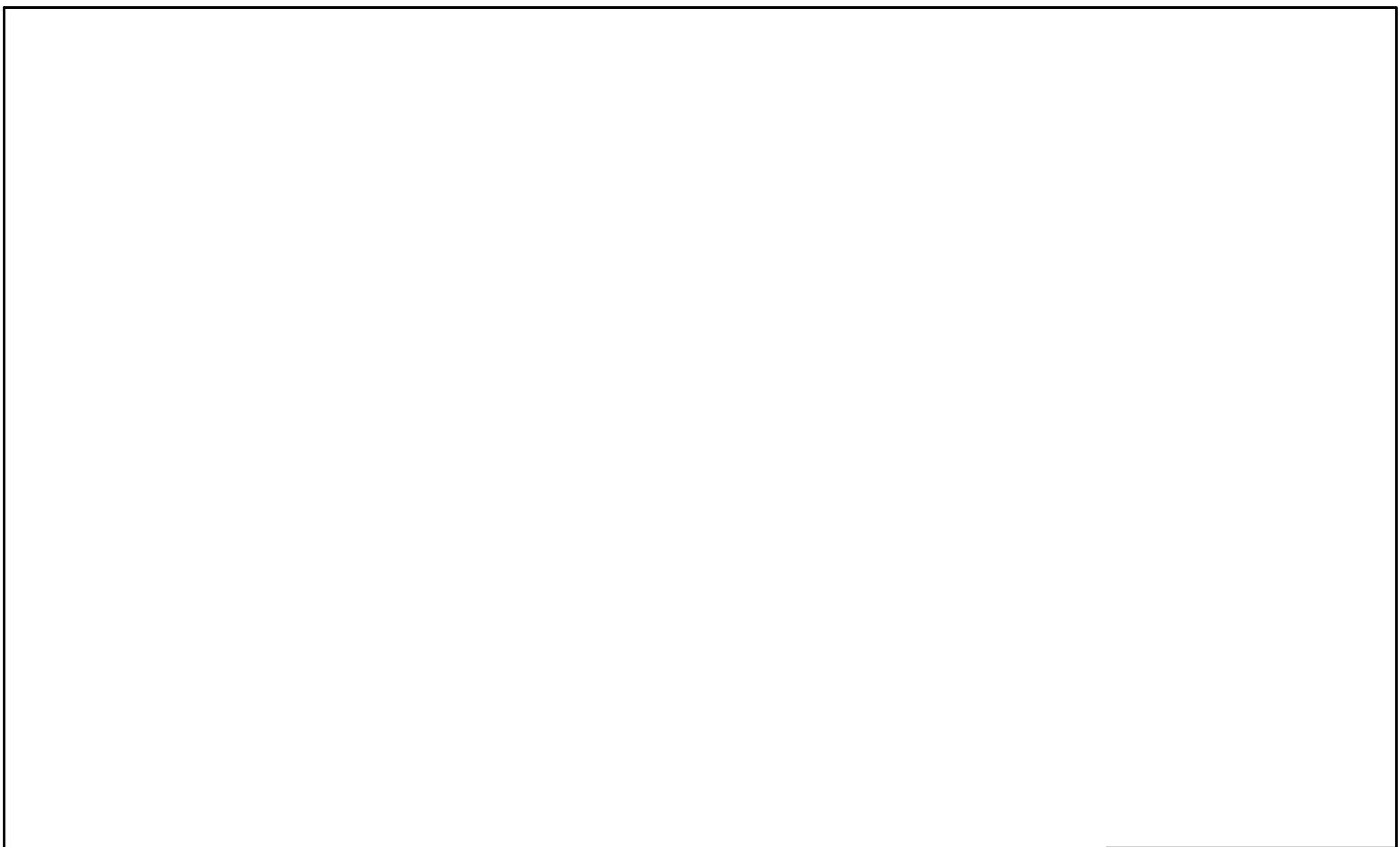


工事計画認可申請		第 4-4-3 図
東海第二発電所		
名 称	原子炉冷却系統施設 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備に係る 機器の配置を明示した図面 (3/4)	
	日本原子力発電株式会社	

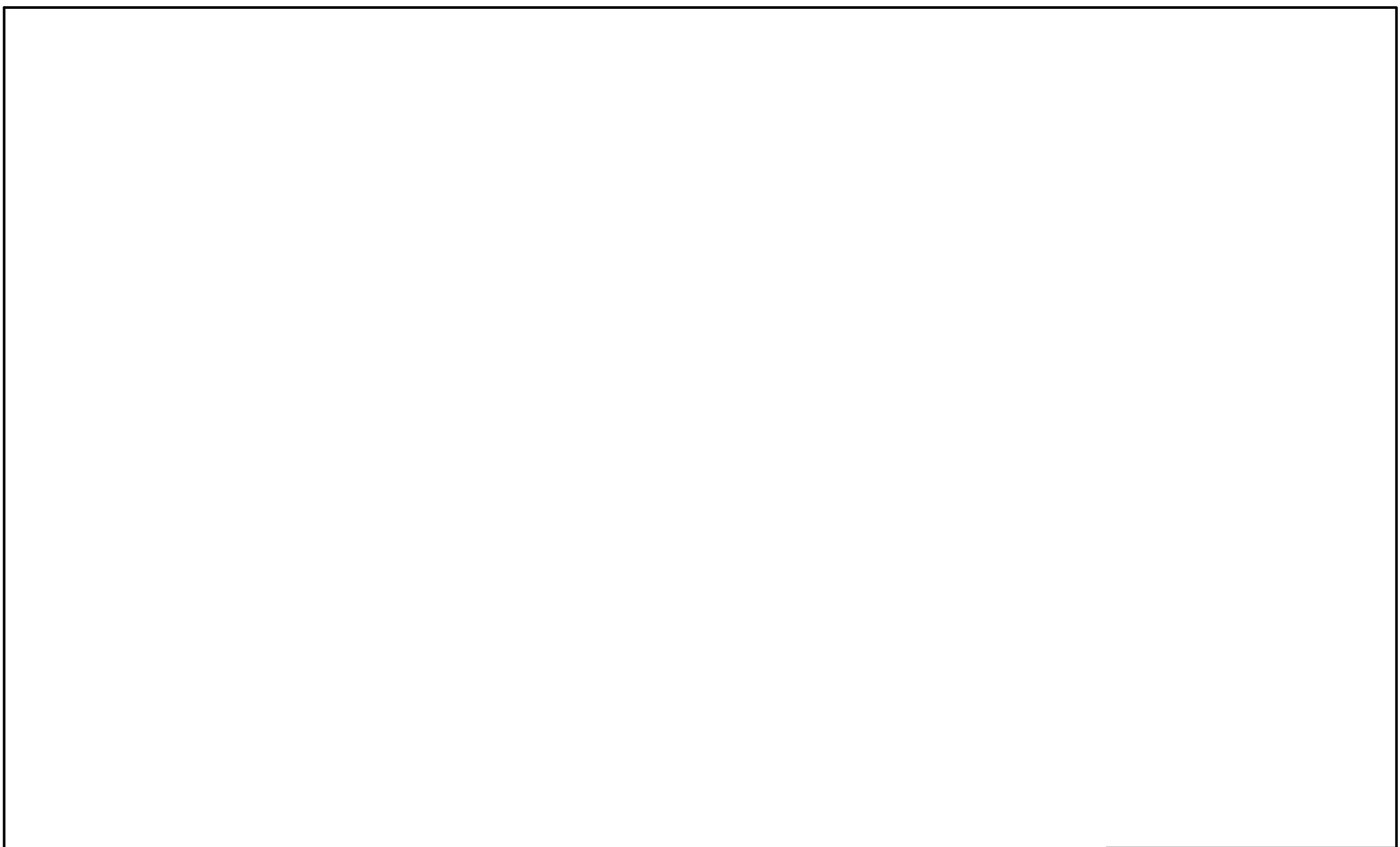


工事計画認可申請		第 4-4-8-1 図
東海第二発電所		
名 称	原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備（代替循環冷却系） に係る主配管の配置を明示した図面 (1/11)	
日本原子力発電株式会社		
		8801

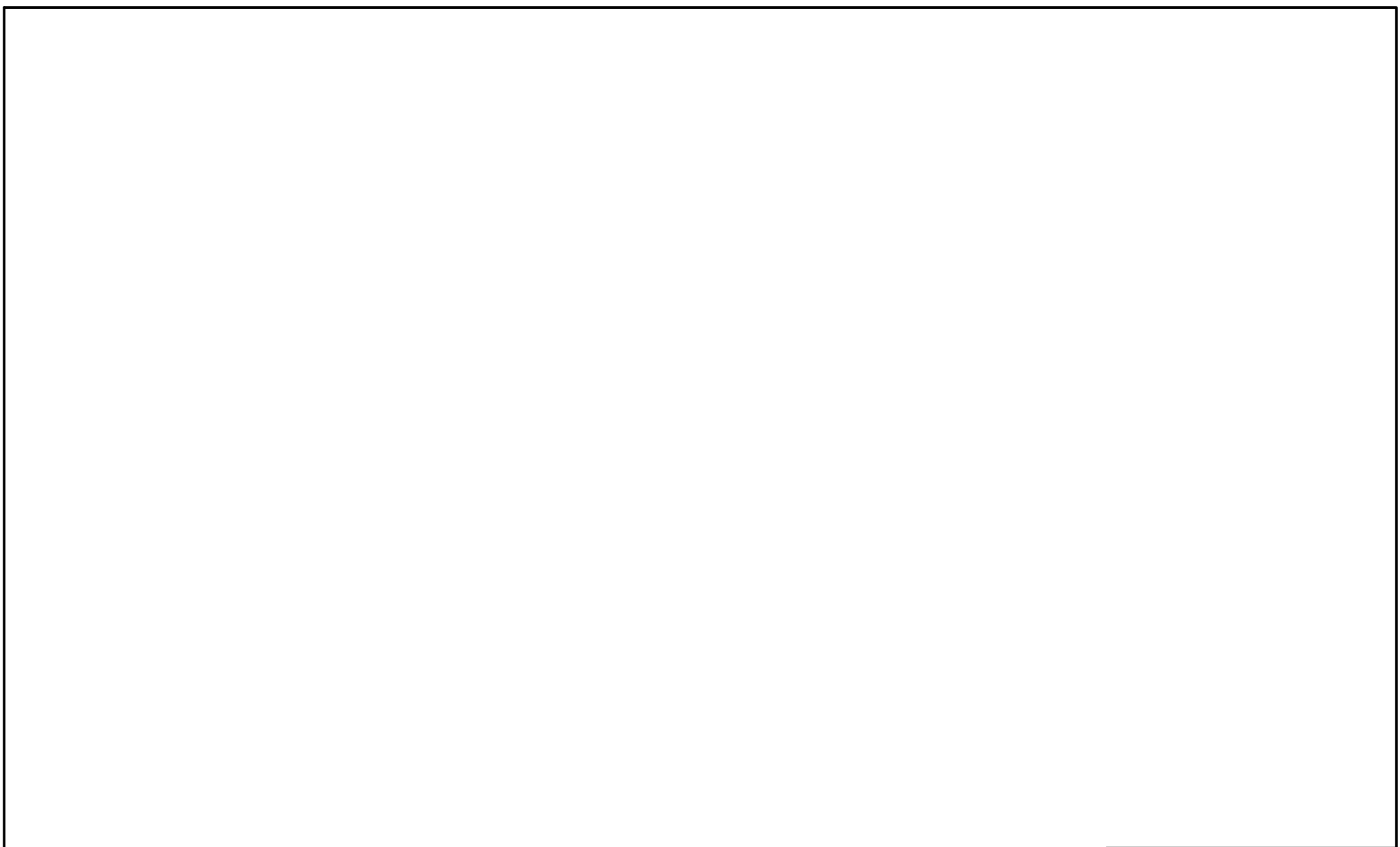




工事計画認可申請		第 4-4-8-2 図
東海第二発電所		
名 称	原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備（代替循環冷却系） に係る主配管の配置を明示した図面 (2/11)	
日本原子力発電株式会社		
		8801

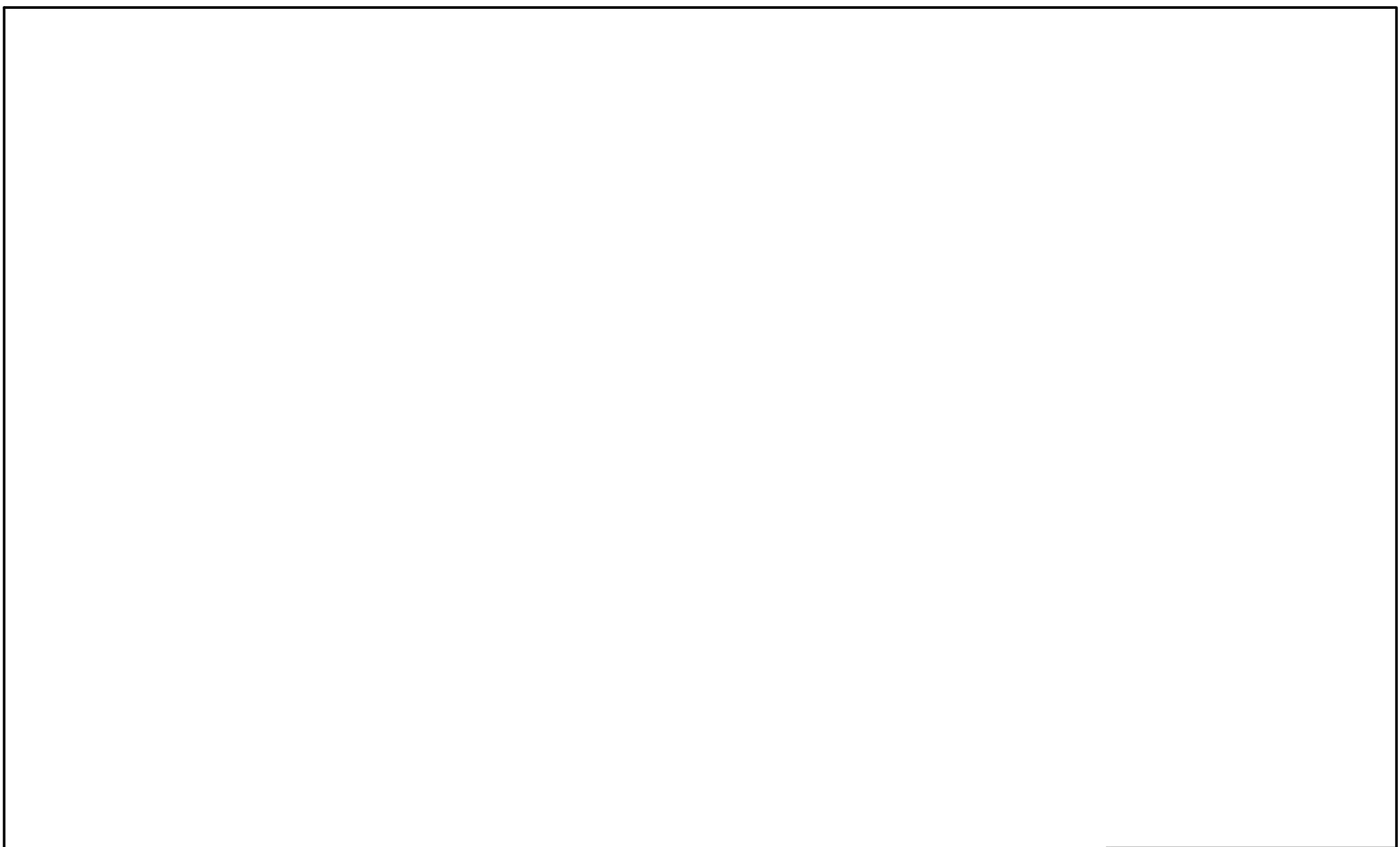


工事計画認可申請		第 4-4-8-3 図
東海第二発電所		
名 称	原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備（代替循環冷却系） に係る主配管の配置を明示した図面 (3/11)	
日本原子力発電株式会社		
		8801



工事計画認可申請		第 4-4-8-4 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（代替循環冷却系） に係る主配管の配置を明示した図面 (4/11)	
日本原子力発電株式会社		
		8801

工事計画認可申請	第 4-4-8-5 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（代替循環冷却系） に係る主配管の配置を明示した図面 (5/11)
日本原子力発電株式会社	
8801	



工事計画認可申請		第 4-4-8-6 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（代替循環冷却系） に係る主配管の配置を明示した図面 (6/11)	
日本原子力発電株式会社		
		8801

第 4-4-8-1 図～第 4-4-8-6 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（代替循環冷却系）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	457.2	+4.0 mm -3.2 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

管 NO. 2\*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	318.5	±0.8 %	J I S G 3 4 5 6 による材料公差
厚さ	10.3	±12.5 %	同上

管 NO. 2\*－管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	318.5	+4.0 mm -3.2 mm	J I S B 2 3 1 2 による材料公差
厚さ	10.3	+規定しない -12.5 %	同上

管 NO. 3\*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	318.5	±0.8 %	J I S G 3 4 5 6 による材料公差
厚さ	10.3	±12.5 %	同上

工事計画記載の公称値の許容範囲（続き）

管 NO. 3\*－管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	318.5	+4.0 mm -3.2 mm	J I S B 2 3 1 2による材料公差
厚さ	10.3	+規定しない -12.5 %	同上

管 NO. 4\*－管継手

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

管 NO. 5\*－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	7.1	+規定しない -12.5 %	同上

管 NO. 6\*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	216.3	±0.8 %	J I S G 3 4 5 6による材料公差
厚さ	8.2	±12.5 %	同上

工事計画記載の公称値の許容範囲（続き）

管 NO. 6\*－管継手

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

管 NO. 7\*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	114.3	±1 %	J I S G 3 4 5 6による材料公差
厚さ	6.0	±12.5 %	同上

管 NO. 7\*－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	6.0	+規定しない -12.5 %	同上

管 NO. 8\*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	114.3	±1 %	J I S G 3 4 5 6による材料公差
厚さ	6.0	±12.5 %	同上

管 NO. 8\*－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	6.0	+規定しない -12.5 %	同上



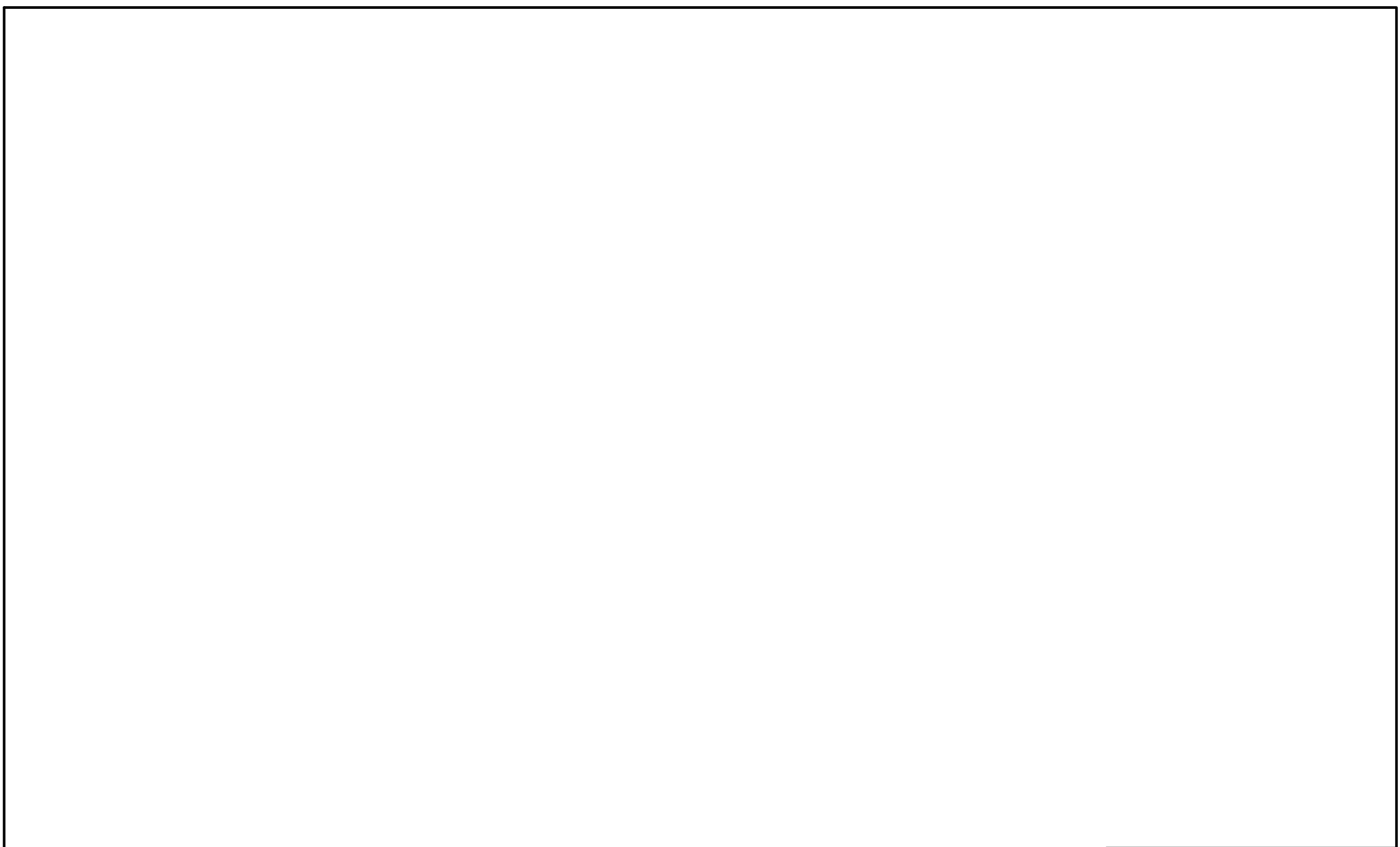
工事計画記載の公称値の許容範囲（続き）

管 NO. 9\*－管継手

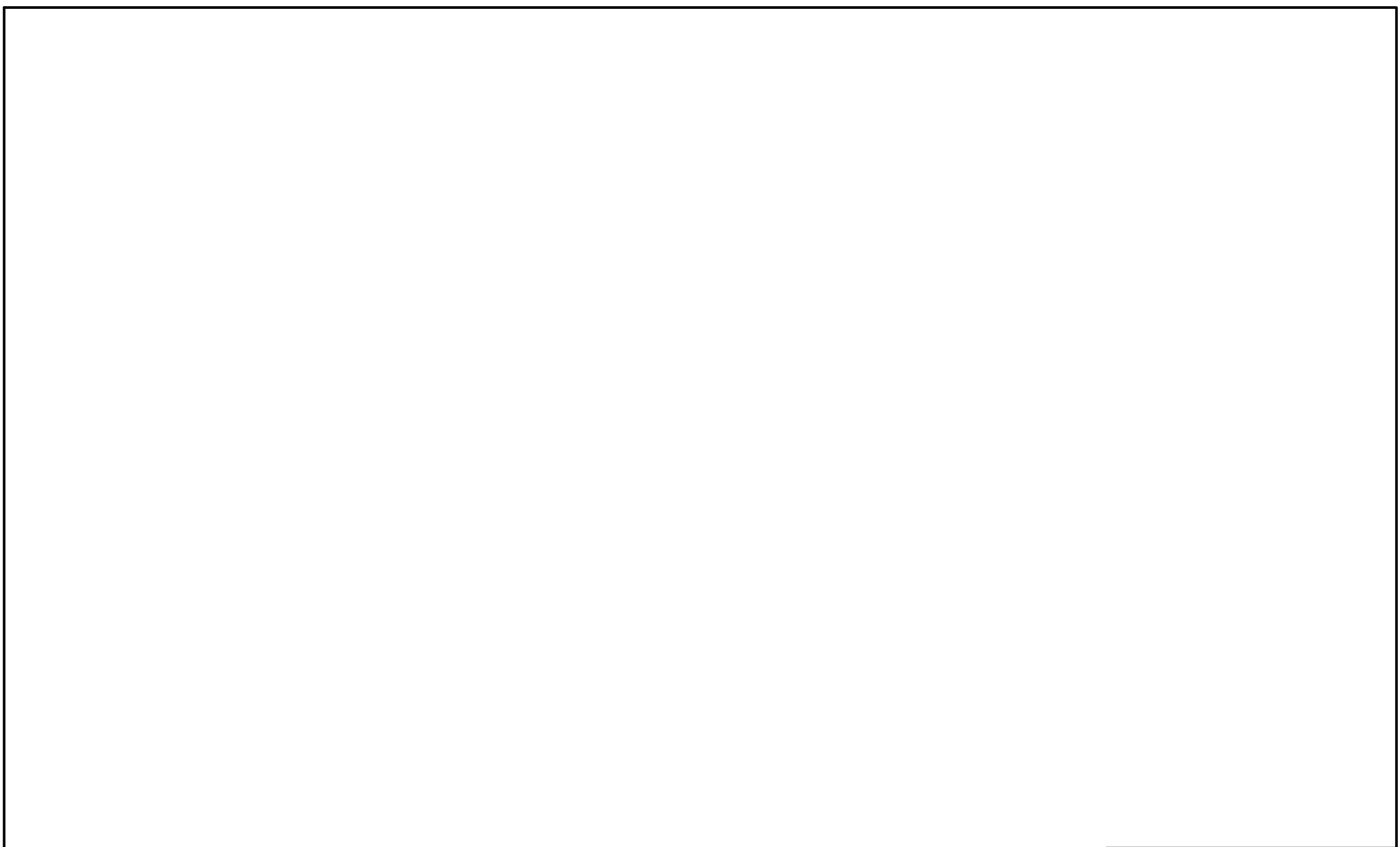
主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	216.3	+2.4 mm -1.6 mm	J I S B 2 3 1 2による材料公差
厚さ	8.2	+規定しない -12.5 %	同上

注：主要寸法は、工事計画記載の公称値を示す。

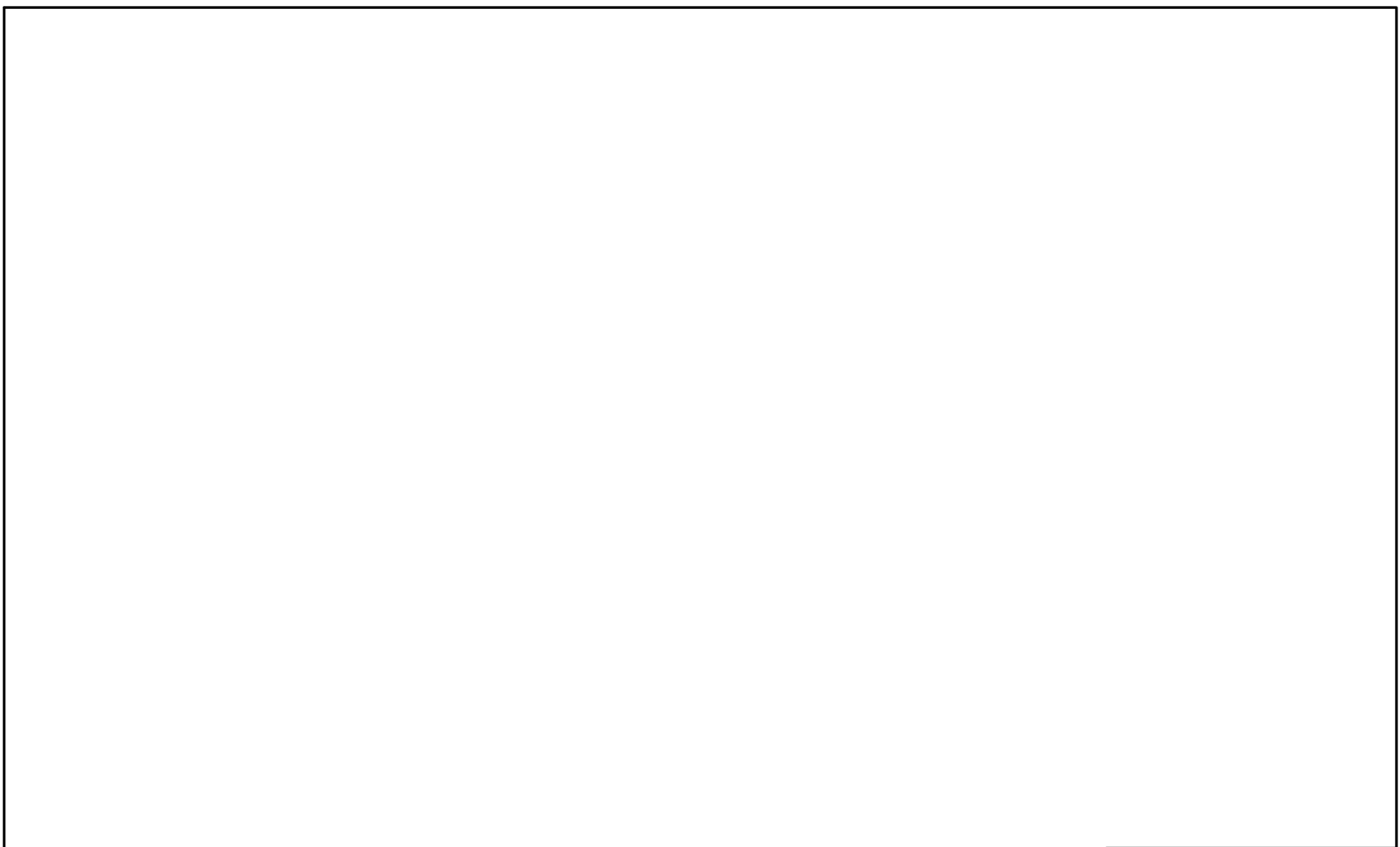
注記 \*：管の強度計算書の管 NO. を示す。



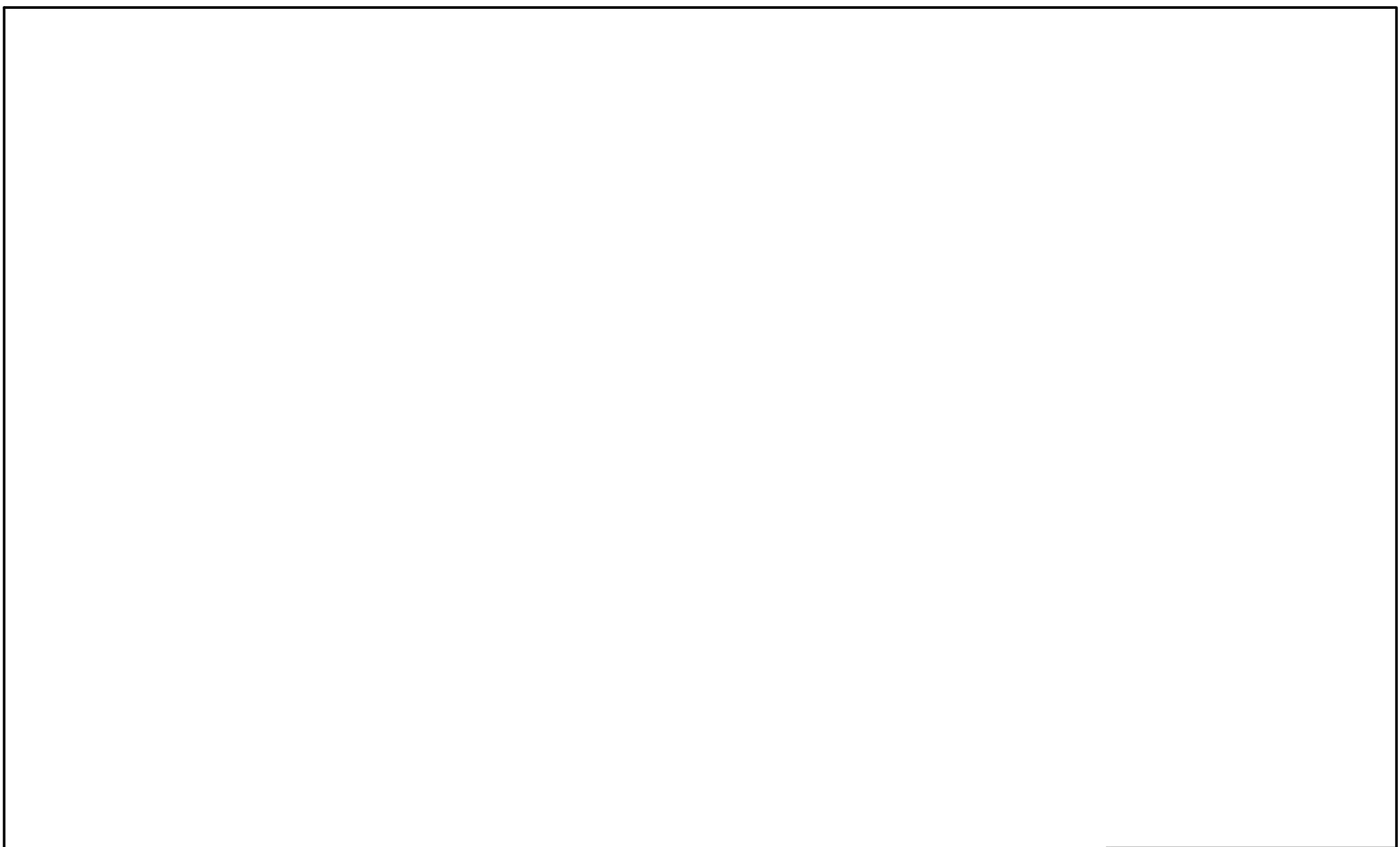
工事計画認可申請		第 4-4-8-7 図
東海第二発電所		
名 称	原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備（代替循環冷却系） に係る主配管の配置を明示した図面 (7/11)	
日本原子力発電株式会社		
		8801



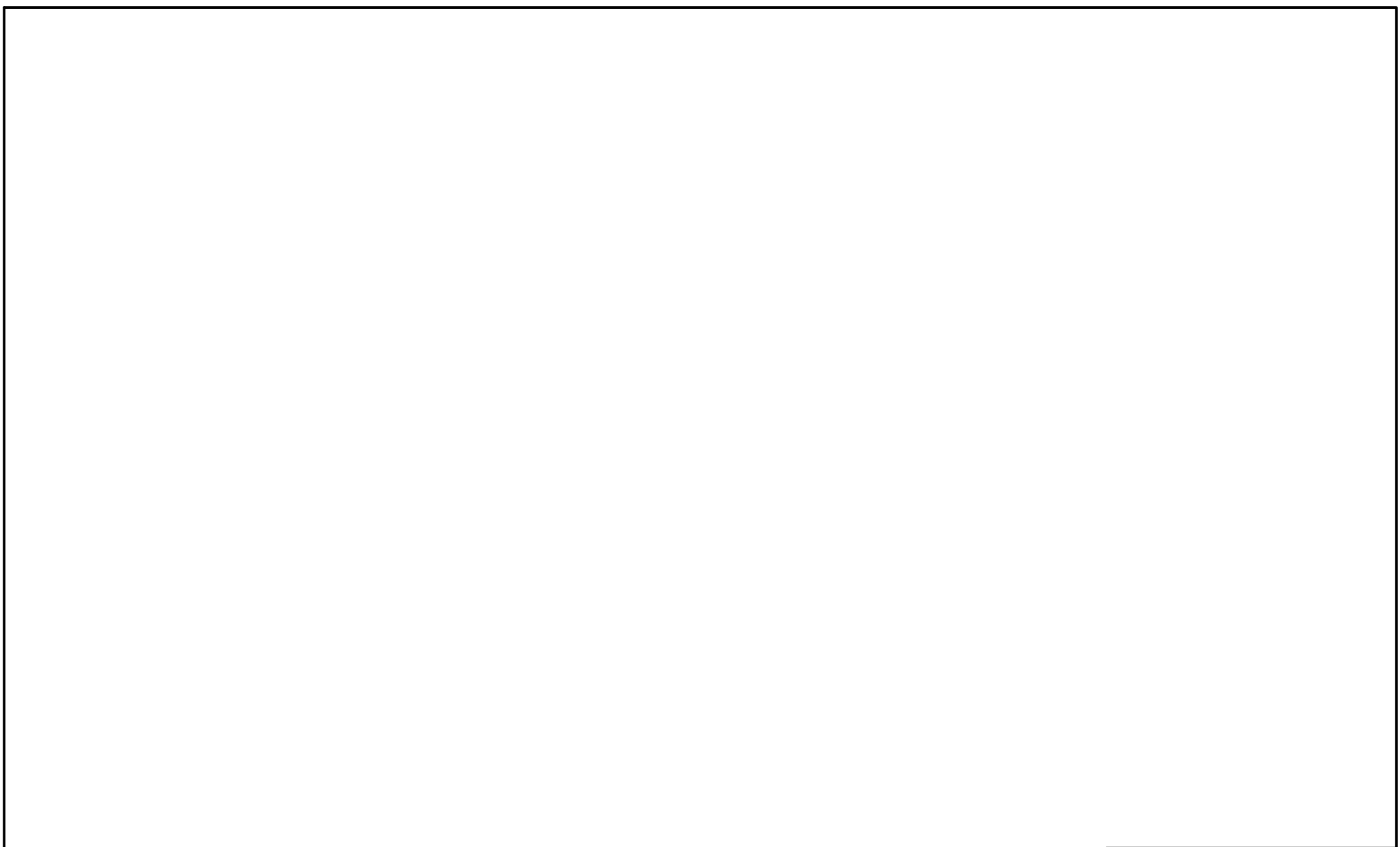
工事計画認可申請		第 4-4-8-8 図
東海第二発電所		
名 称	原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備（代替循環冷却系） に係る主配管の配置を明示した図面 (8/11)	
日本原子力発電株式会社		
		8801



工事計画認可申請		第 4-4-8-9 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（代替循環冷却系） に係る主配管の配置を明示した図面 (9/11)	
日本原子力発電株式会社		
		8801



工事計画認可申請		第 4-4-8-10 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（代替循環冷却系） に係る主配管の配置を明示した図面 (10/11)	
日本原子力発電株式会社		
		8801



工事計画認可申請		第 4-4-8-11 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（代替循環冷却系） に係る主配管の配置を明示した図面 (11/11)	
日本原子力発電株式会社		
		8801

第4-4-8-7図～第4-4-8-11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（代替循環冷却系）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	457.2	+4.0 mm -3.2 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

管 NO.2\*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	318.5	±0.8 %	J I S G 3 4 5 6による材料公差
厚さ	10.3	±12.5 %	同上

管 NO.2\*－管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	318.5	+4.0 mm -3.2 mm	J I S B 2 3 1 2による材料公差
厚さ	10.3	+規定しない -12.5 %	同上

管 NO.3\*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	318.5	±0.8 %	J I S G 3 4 5 6による材料公差
厚さ	10.3	±12.5 %	同上

工事計画記載の公称値の許容範囲（続き）

管 NO. 3\*－管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	318.5	+4.0 mm -3.2 mm	J I S B 2 3 1 2による材料公差
厚さ	10.3	+規定しない -12.5 %	同上

管 NO. 4\*－管継手

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

管 NO. 5\*－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	7.1	+規定しない -12.5 %	同上

管 NO. 6\*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	216.3	±0.8 %	J I S G 3 4 5 6による材料公差
厚さ	8.2	±12.5 %	同上



工事計画記載の公称値の許容範囲（続き）

管 NO. 6\*－管継手

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

管 NO. 7\*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	114.3	±1 %	J I S G 3 4 5 6による材料公差
厚さ	6.0	±12.5 %	同上

管 NO. 7\*－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	6.0	+規定しない -12.5 %	同上

管 NO. 8\*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	114.3	±1 %	J I S G 3 4 5 6による材料公差
厚さ	6.0	±12.5 %	同上

管 NO. 8\*－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	6.0	+規定しない -12.5 %	同上

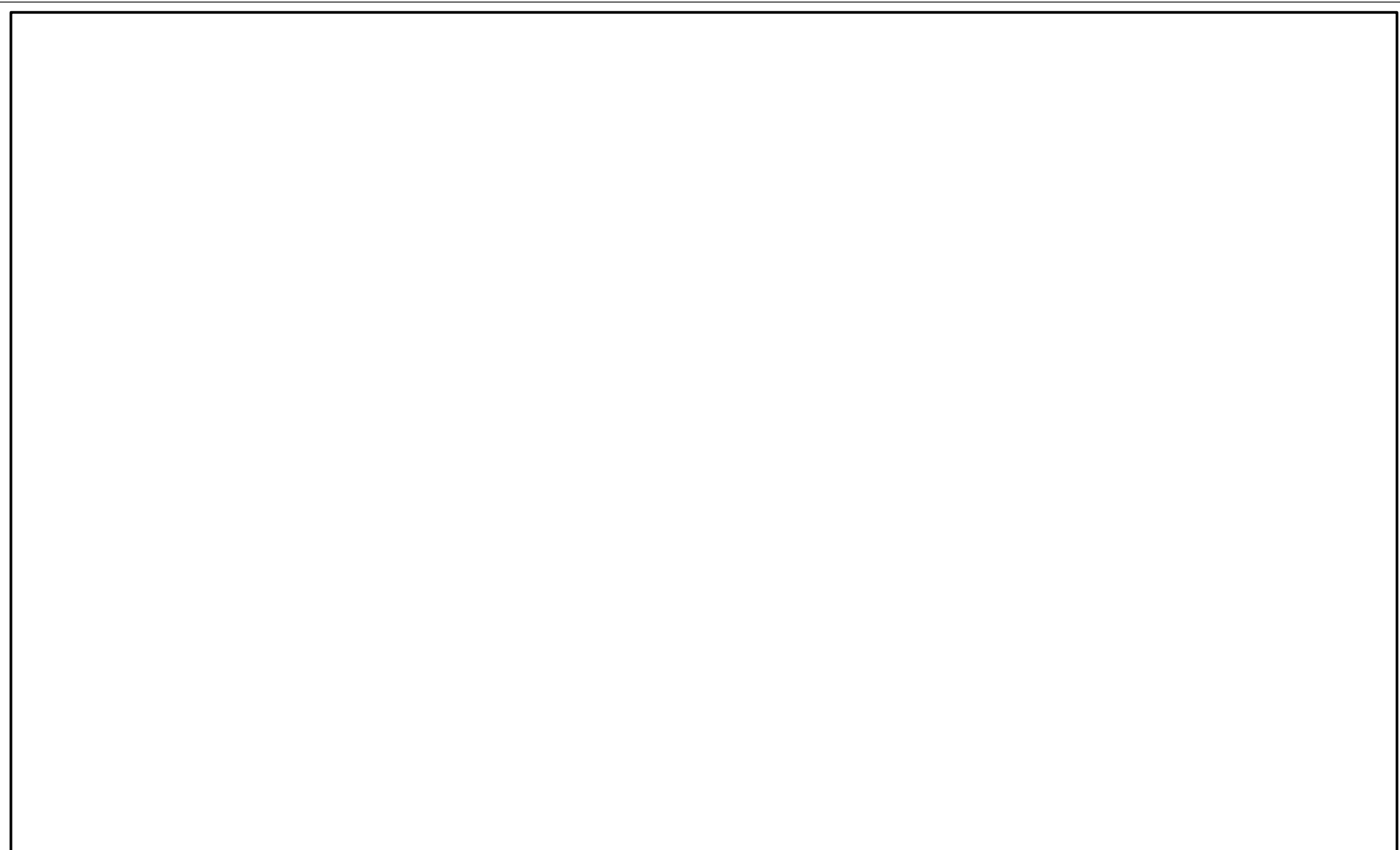
工事計画記載の公称値の許容範囲（続き）

管 NO. 9\*－管継手

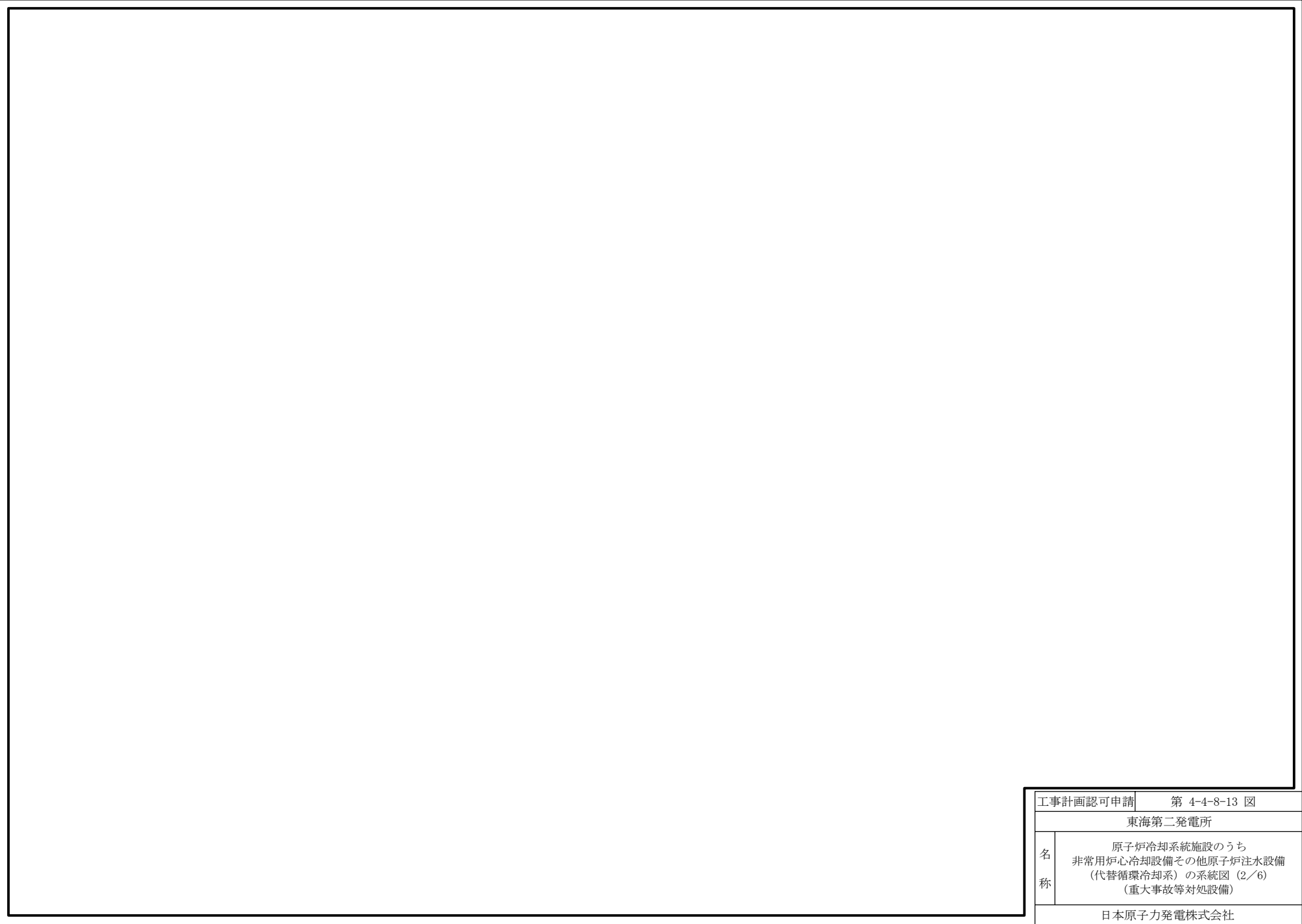
主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	216.3	+2.4 mm -1.6 mm	J I S B 2 3 1 2による材料公差
厚さ	8.2	+規定しない -12.5 %	同上

注：主要寸法は、工事計画記載の公称値を示す。

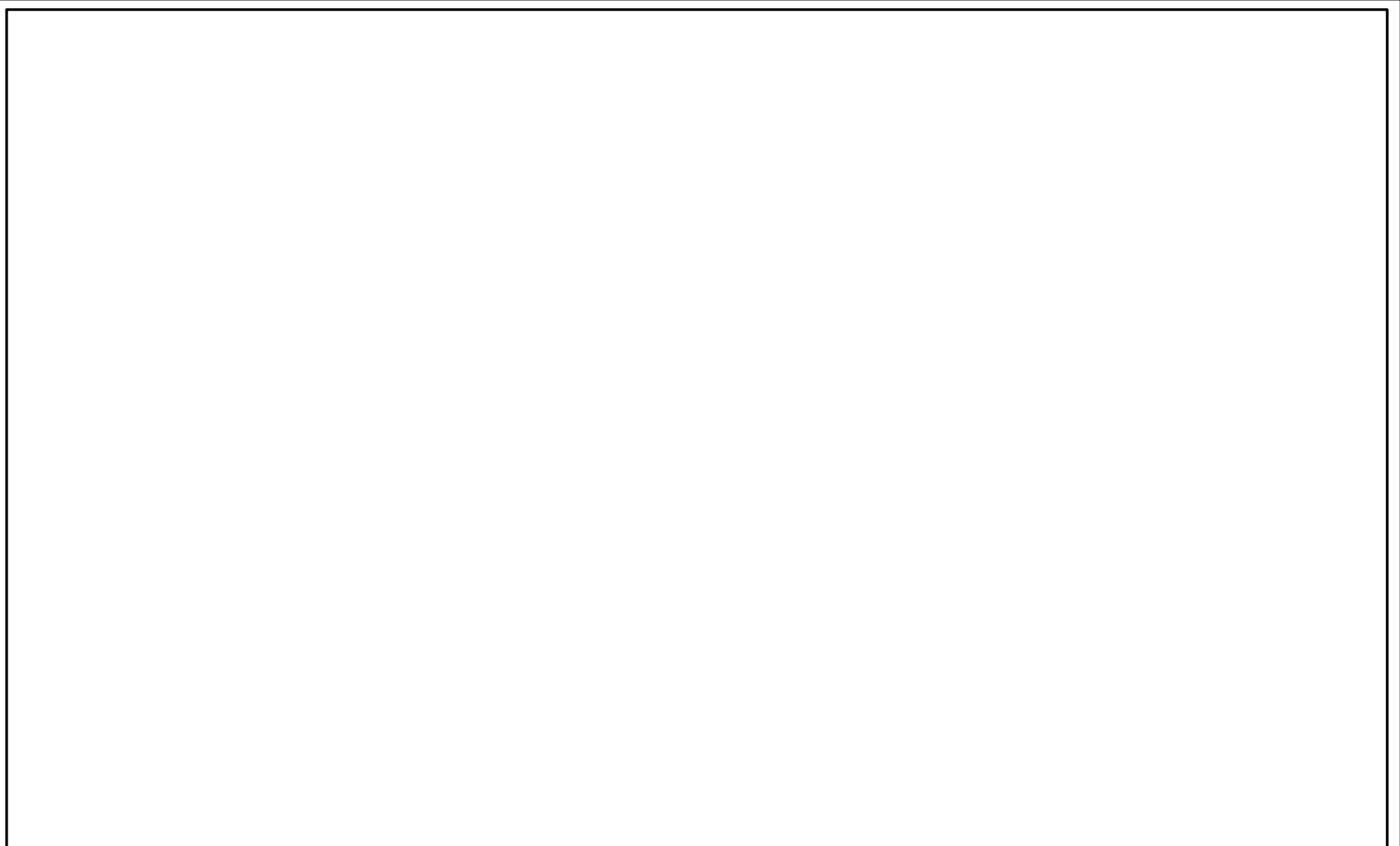
注記 \*：管の強度計算書の管 NO. を示す。



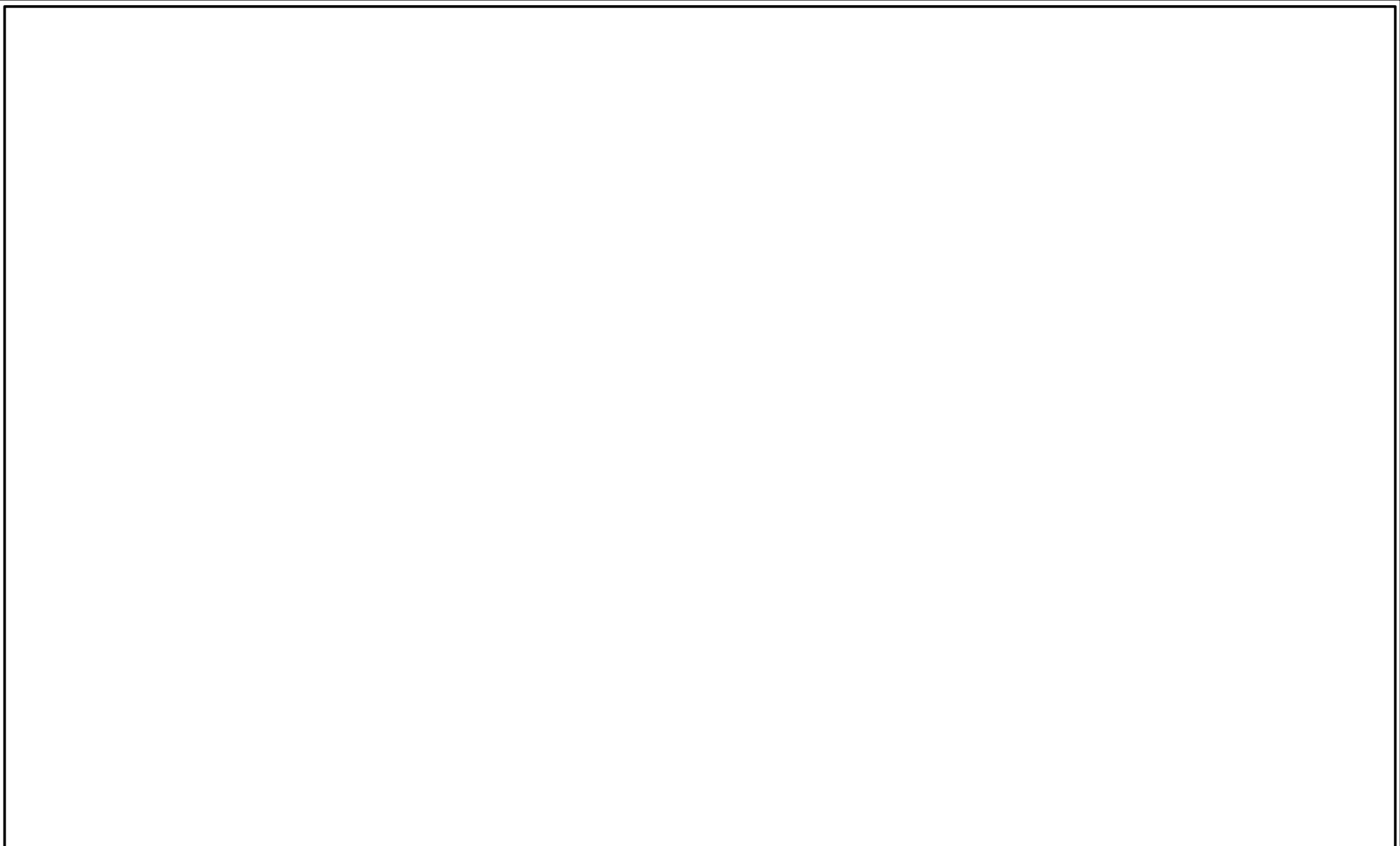
工事計画認可申請		第 4-4-8-12 図
東海第二発電所		
名 称	原子炉冷却系統施設のうち 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (代替循環冷却系)の系統図 (1/6) (設計基準対象施設)	
	日本原子力発電株式会社	
		8827



工事計画認可申請		第 4-4-8-13 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 (代替循環冷却系)の系統図 (2/6) (重大事故等対処設備)	
	日本原子力発電株式会社	
		8827



工事計画認可申請		第 4-4-8-14 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 (代替循環冷却系)の系統図 (3/6) (設計基準対象施設)	
	日本原子力発電株式会社	
		8827



工事計画認可申請		第 4-4-8-15 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 (代替循環冷却系)の系統図 (4/6) (重大事故等対処設備)	
	日本原子力発電株式会社	
		8827

工事計画認可申請		第 4-4-8-16 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 (代替循環冷却系)の系統図 (5/6) (設計基準対象施設)	
	日本原子力発電株式会社	
		8809

工事計画認可申請		第 4-4-8-17 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 (代替循環冷却系)の系統図 (6/6) (重大事故等対処設備)	
日本原子力発電株式会社		
		8604



工事計画認可申請	第 4-4-8-18 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 (代替循環冷却系)の構造図 代替循環冷却系ポンプ
	日本原子力発電株式会社
8801	

第 4-4-8-18 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（代替循環冷却系）の構造図 代替循環冷却系ポンプ 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
吸込口径	199.9		製造能力，製造実績を考慮したメーカー基準
吐出口径	151.0		同上
ケーシング厚さ	55.0		同上
たて	860		同上
横	2093		同上
高さ	1530		同上

注：主要寸法は，工事計画記載の公称値を示す。