

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-468 改4
提出年月日	平成30年10月4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
(高圧代替注水系)

(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-1-1-4-3-23 設定根拠に関する説明書（高压代替注水系 常設高压代替注水系ポンプ）

V-1-1-4-3-24 設定根拠に関する説明書（高压代替注水系 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（1/4）

【第 4-4-1 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（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】

4.4.6 高压代替注水系

- ・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（高压代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（1/5）

【第 4-4-6-1 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（高压代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（2/5）

【第 4-4-6-2 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（高压代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（3/5）

【第 4-4-6-3 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（高压代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（4/5）

【第 4-4-6-4 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（高压代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（5/5）

【第 4-4-6-5 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（高圧代替注水系）の系統図（1／8）（設計基準対象施設）
【第 4-4-6-6 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（高圧代替注水系）の系統図（2／8）（重大事故等対処設備）
【第 4-4-6-7 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（高圧代替注水系）の系統図（3／8）（設計基準対象施設）
【第 4-4-6-8 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（高圧代替注水系）の系統図（4／8）（重大事故等対処設備）
【第 4-4-6-9 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（高圧代替注水系）の系統図（5／8）（設計基準対象施設）
【第 4-4-6-10 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（高圧代替注水系）の系統図（6／8）（重大事故等対処設備）
【第 4-4-6-11 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（高圧代替注水系）の系統図（7／8）（設計基準対象施設）
【第 4-4-6-12 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（高圧代替注水系）の系統図（8／8）（重大事故等対処設備）
【第 4-4-6-13 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（高圧代替注水系）の構造図 常設高圧代替注水系ポンプ
【第 4-4-6-14 図】

V-1-1-4-3-23 設定根拠に関する説明書
(高圧代替注水系 常設高圧代替注水系ポンプ)

名 称		常設高圧代替注水系ポンプ
容 量	m ³ /h/個	136.7 以上 (136.7)
揚 程	m	900 以上 (900)
最 高 使 用 圧 力	MPa	吸込側 0.70/吐出側 10.70
最 高 使 用 温 度	℃	120
原 動 機 出 力	kW/個	
個 数	—	1

【設定根拠】

(概要)

・重大事故等対処設備

重大事故等時に非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系）として使用する常設高圧代替注水系ポンプは、以下の機能を有する。

常設高圧代替注水系ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態にあつて、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・チェンバを水源とした常設高圧代替注水系ポンプより、原子炉隔離時冷却系配管を介して、発電用原子炉へ注水することにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

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

常設高圧代替注水系ポンプは、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破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部へ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・チェンバを水源とした常設高圧代替注水系ポンプより、原子炉隔離時冷却系配管を介して、発電用原子炉へ注水することにより熔融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下を防止又は遅延する設計とする。

1. 容量の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する常設高圧代替注水系ポンプの容量は、炉心損傷防止対策に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において有効性が確認された流量とし、136.7 m³/h/個以上とする。

公称値は、要求される容量と同じ 136.7 m³/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠

常設高圧代替注水系ポンプは、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、高圧代替注水系の使用時における原子炉圧力の最大値である 7.80 MPa のときに原子炉圧力容器に 136.7 m³/h の注水が可能な設計とする。

- ① 水源と移送先の圧力差 : m
原子炉とサプレッション・チェンバの圧力差
- ② 静水頭 : m
ポンプ吸込みレベルと原子炉への注水ライン最高点のレベル差
- ③ 配管・機器圧力損失 : m
- ④ ①～③の合計 : m

上記から、常設高圧代替注水系ポンプの揚程は m を上回る 900 m 以上とする。

公称値は、要求される揚程と同じ 900 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 0.70 MPa

常設高圧代替注水系ポンプの水源はサプレッション・チェンバであり、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）における常設高圧代替注水系ポンプを使用する場合の圧力は MPa であるため、吸込側の圧力はこれを上回る 0.70 MPa とする。

3.2 吐出側の最高使用圧力 10.70 MPa

常設高圧代替注水系ポンプの **重大事故等時における** 使用圧力は、下記を考慮する。

- ① サプレッション・チェンバ圧力 : MPa
- ② 静水頭 : MPa
サプレッション・プールの最高水位と常設高圧代替注水系ポンプの吸込中心レベル差
- ③ ポンプ締切揚程 : MPa
ポンプの締切揚程は m
- ④ ①～③の合計 : MP

上記から、常設高圧代替注水系ポンプの吐出側の **重大事故等時における** 使用圧力は、 MPa を上回る 10.70 MPa と設定する。

4. 最高使用温度の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する常設高圧代替注水系ポンプの温度は、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）における常設高圧代替注水系ポンプを使用する場合のサプレッション・プール水温 100 °C を上回る 120 °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常設高圧代替注水系ポンプの原動機出力は、下記の式より容量及び揚程を考慮して決定する。

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

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

(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) = 136.7 / 3600

H : 揚程 (m) = 900 (最小)

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{136.7}{3600}\right) \times 900}{\text{} / 100}$$

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

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

上記から、常設高圧代替注水系ポンプの原動機出力は kW を上回る, kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

常設高圧代替注水系ポンプ (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。

V-1-1-4-3-24 設定根拠に関する説明書
(高圧代替注水系 主配管 (常設))

名 称		原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点 ～ 常設高圧代替注水系タービン
最高使用圧力	MPa	8.62
最高使用温度	℃	302
外 径	mm	89.1, 114.3

【設定根拠】

(概要)

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常設高圧代替注水系タービンを接続する配管であり、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を介して常設高圧代替注水系タービンに導くために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力は、常設高圧代替注水系タービンへの分岐元である原子炉隔離時冷却系の主配管「弁 E51-F064～原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点」の重大事故等時における使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する本配管の温度は、常設高圧代替注水系タービンへの分岐元である原子炉隔離時冷却系の主配管「弁 E51-F064～原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点」の重大事故等時における使用温度と同じ 302 ℃ 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、主蒸気系から供給される蒸気は高圧であるため、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、89.1 mm, 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				
89.1	7.6	80	0.00429				

注記 * : 流速及びその他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		常設高压代替注水系タービン ～ 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	

【設定根拠】

(概要)

本配管は、常設高压代替注水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までを接続する配管であり、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常設高压代替注水系タービンを介し、原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点に導くために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力は、常設高压代替注水系タービンからの合流先である原子炉隔離時冷却系の主配管「原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点～弁 E51-F068」の重大事故等時における使用圧力と同じ 1.04 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する本配管の温度は、常設高压代替注水系タービンからの合流先である原子炉隔離時冷却系の主配管「原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点～弁 E51-F068」の重大事故等時における使用温度と同じ 135 ℃ 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、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、216.3 mm, 355.6 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)
355.6	11.1	350	0.08730				
216.3	8.2	200	0.03138				

注記 * : 流速及びその他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		高圧炉心スプレイ系ポンプ吸込管分岐点 ～ 常設高圧代替注水系ポンプ
最高使用圧力	MPa	0.70
最高使用温度	℃	120
外 径	mm	216.3, 267.4, 457.2
<p>【設定根拠】 (概要) 本配管は、高圧炉心スプレイ系ポンプ吸込管分岐点から常設高圧代替注水系ポンプを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、常設高圧代替注水系ポンプを介し原子炉圧力容器にサブプレッション・チェンバのプール水を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 重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力は、常設高圧代替注水系ポンプへの分岐元である高圧炉心スプレイ系の主配管「サブプレッション・チェンバ～高圧炉心スプレイ系ポンプ吸込管分岐点」の重大事故等時における使用圧力と同じ0.70 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 重大事故等対処設備として使用する本配管の温度は、重大事故等時におけるサブプレッション・プール水温100℃を上回る120℃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、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの高圧水配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、216.3 mm, 267.4 mm, 457.2 mmとする。</p>		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
457.2	14.3	450	0.14428			
267.4	9.3	250	0.04862			
216.3	8.2	200	0.03138			

注記 * : 流速及びその他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		常設高圧代替注水系ポンプ ~ 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	10.70				
最高使用温度	℃	120				
外 径	mm	165.2				
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、常設高圧代替注水系ポンプから原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出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、常設高圧代替注水系ポンプを介し原子炉圧力容器にサプレッション・チェンバのプール水を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>重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力は、重大事故等時における常設高圧代替注水系ポンプ吐出側の使用圧力と同じ 10.70 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の温度は、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 ℃ 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、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。</p>						
外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	14.3	150	0.01466			
<p>注記 * : 流速及びその他パラメータとの関係は以下のとおりとする。</p> $C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$ $E = \frac{D}{3600 \cdot C}$						

工事計画認可申請 第 4-4-1 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 (1/4)

日本原子力発電株式会社

8827

工事計画認可申請

第 4-4-2 図

東海第二発電所

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

8826

工事計画認可申請

第 4-4-3 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
称 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

8827

工事計画認可申請 第 4-4-6-1 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 (高圧代替注水系) に係る 主配管の配置を明示した図面 (1/5)
日本原子力発電株式会社	
8822	

工事計画認可申請 第 4-4-6-2 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 (高圧代替注水系) に係る 主配管の配置を明示した図面 (2/5)
日本原子力発電株式会社	
8822	

工事計画認可申請 第 4-4-6-3 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 (高圧代替注水系) に係る 主配管の配置を明示した図面 (3/5)
日本原子力発電株式会社	
8822	

工事計画認可申請 第 4-4-6-4 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 (高圧代替注水系) に係る 主配管の配置を明示した図面 (4/5)
日本原子力発電株式会社	
8822	

工事計画認可申請 第 4-4-6-5 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 (高圧代替注水系) に係る 主配管の配置を明示した図面 (5/5)
日本原子力発電株式会社	
8822	

第 4-4-6-1 図～第 4-4-6-5 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（高圧代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面 別紙

工事計画書記載の公称値の許容範囲

管 NO. 1*

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	8.6	± 12.5 %	同上

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. 2*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	89.1	± 1 %	J I S G 3 4 5 6 による材料公差
厚さ	7.6	± 12.5 %	同上

工事計画書記載の公称値の許容範囲（続き）

管 NO. 2* - 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	89.1	± 1.6 mm	J I S B 2 3 1 2による材料公差
厚さ	7.6	+ 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	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

管 NO. 4*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	355.6	± 0.8 %	J I S G 3 4 5 6による材料公差
厚さ	11.1	± 12.5 %	同上

管 NO. 4* - 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

工事計画書記載の公称値の許容範囲（続き）

管 NO.5* - 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.6* - 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	267.4	+ 4.0 mm - 3.2 mm	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.7*

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

管 NO.7* - 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

工事計画書記載の公称値の許容範囲（続き）

管 NO. 8*

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

管 NO. 9*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	165.2	± 1.6 mm	J I S G 3 4 5 6 による材料公差
厚さ	14.3	± 12.5 %	同上

管 NO. 9* - 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, 工事計画書記載の公称値

注記 * : 管の強度計算書の管 NO. を示す。

工事計画認可申請 第 4-4-6-6 図

東海第二発電所

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
(高圧代替注水系)の系統図 (1/8)
(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 4-4-6-7 図

東海第二発電所

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
(高圧代替注水系)の系統図 (2/8)
(重大事故等対処設備)

名
称

日本原子力発電株式会社

8806

工事計画認可申請

第 4-4-6-8 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
(高圧代替注水系)の系統図 (3/8)
(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 4-4-6-9 図

東海第二発電所

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
(高圧代替注水系)の系統図 (4/8)

名称 (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 4-4-6-10 図

東海第二発電所

原子炉冷却系施設のうち
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備
(高压代替注水系)の系統図 (5/8)
称 (設計基準対象施設)

日本原子力発電株式会社

8822

工事計画認可申請	第 4-4-6-11 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 (高压代替注水系) の系統図 (6/8) (重大事故等対処設備)
日本原子力発電株式会社	
8822	

工事計画認可申請 第 4-4-6-12 図

東海第二発電所

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
(高圧代替注水系)の系統図 (7/8)

名称
(設計基礎対象施設)

日本原子力発電株式会社

8621

工事計画認可申請		第 4-4-6-13 図
東海第二発電所		
名	原子炉冷却系統施設のうち	
称	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (高圧代替注水系)の系統図 (8/8) (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 4-4-6-14 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 (高压代替注水系) の構造図 常設高压代替注水ポンプ
日 本 原 子 力 発 電 株 式 会 社	

第 4-4-6-14 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（高圧代替注水系）の構造図 常設高圧代替注水系ポンプ 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	169.0	-	製造能力，製造実績を考慮したメーカー基準
吐出口径	152.4		製造能力，製造実績を考慮したメーカー基準
たて	940		製造能力，製造実績を考慮したメーカー基準
横	803.6		製造能力，製造実績を考慮したメーカー基準
高さ	1295		製造能力，製造実績を考慮したメーカー基準
ケーシング厚さ（吐出）	34.0		製造能力，製造実績を考慮したメーカー基準