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-530　改 2
提出年月日	2018 年 9 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

（低圧代替注水系）

（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-1-1-4-3-25　設定根拠に関する説明書（低圧代替注水系　常設低圧代替注水系ポンプ）

Ⅴ-1-1-4-3-26　設定根拠に関する説明書（低圧代替注水系　可搬型代替注水大型ポンプ）

Ⅴ-1-1-4-3-27　設定根拠に関する説明書（低圧代替注水系　可搬型代替注水中型ポンプ）

Ⅴ-1-1-4-3-28　設定根拠に関する説明書（低圧代替注水系　代替淡水貯槽）

Ⅴ-1-1-4-3-29　設定根拠に関する説明書（低圧代替注水系　西側淡水貯水設備）

Ⅴ-1-1-4-3-30　設定根拠に関する説明書（低圧代替注水系　主配管（常設））

Ⅴ-1-1-4-3-31　設定根拠に関する説明書（低圧代替注水系　主配管（可搬型））

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】

・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（4／4）

【第 4-4-4 図】

4.4.7　低圧炉心スプレイ系

・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（低圧代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（1／13）

【第 4-4-7-1 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（低圧代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（2／13）
【第 4-4-7-2 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（低圧代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（3／13）
【第 4-4-7-3 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（低圧代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（4／13）
【第 4-4-7-4 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（低圧代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（5／13）
【第 4-4-7-5 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（低圧代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（6／13）
【第 4-4-7-6 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（低圧代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（7／13）
【第 4-4-7-7 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（低圧代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（8／13）
【第 4-4-7-8 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（低圧代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（9／13）
【第 4-4-7-9 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（低圧代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（10／13）
【第 4-4-7-10 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（低圧代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（11／13）
【第 4-4-7-11 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（低圧代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（12／13）
【第 4-4-7-12 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（低圧代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（13／13）
【第 4-4-7-13 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（低圧代替注水系）の系統図（1／10）（設計基準対象施設）
【第 4-4-7-14 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（低圧代替注水系）の系統図（2／10）（重大事故等対処設備）
【第 4-4-7-15 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（低圧代替注水系）の系統図（3／10）（設計基準対象施設）
【第 4-4-7-16 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（低圧代替注水系）の系統図（4／10）（重大事故等対処設備）
【第 4-4-7-17 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（低圧代替注水系）の系統図（5／10）（設計基準対象施設）
【第 4-4-7-18 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（低圧代替注水系）の系統図（6／10）（重大事故等対処設備）
【第 4-4-7-19 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（低圧代替注水系）の系統図（7／10）（設計基準対象施設）
【第 4-4-7-20 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（低圧代替注水系）の系統図（8／10）（重大事故等対処設備）
【第 4-4-7-21 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（低圧代替注水系）の系統図（9／10）（設計基準対象施設）
【第 4-4-7-22 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（低圧代替注水系）の系統図（10／10）（重大事故等対処設備）
【第 4-4-7-23 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（低圧代替注水系）の構造図　常設低圧代替注水系ポンプ
【第 4-4-7-24 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（低圧代替注水系）の構造図　可搬型代替注水大型ポンプ
【第 4-4-7-25 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（低圧代替注水系）の構造図　可搬型代替注水中型ポンプ

【第 4-4-7-26 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（低圧代替注水系）の構造図　代替淡水貯槽

【第 4-4-7-27 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（低圧代替注水系）の構造図　西側淡水貯水設備

【第 4-4-7-28 図】

Ⅴ-1-1-4-3-25　設定根拠に関する説明書

（低圧代替注水系　常設低圧代替注水系ポンプ）

名　　称		常設低圧代替注水系ポンプ
容量	m^3/h/個	189 以上，150 以上，80 以上，50 以上，70 以上，180 以上，190 以上，147 以上　(200)
揚程	m	107 以上，123 以上，111 以上，68 以上，112 以上，147 以上，131 以上，114 以上　(200)
最高使用圧力	MPa	吸込側 静水頭，吐出側 3.14
最高使用温度	℃	66
原動機出力	kW/個	190
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（低圧代替注水系）として使用する常設低圧代替注水系ポンプは，以下の機能を有する。

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

系統構成は，代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプより，残留熱除去系配管を介して，原子炉圧力容器へ注水することにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替燃料プール注水系）として使用する常設低圧代替注水系ポンプは，以下の機能を有する。

常設低圧代替注水系ポンプは，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料又は使用済燃料を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するために設置する。

また，使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は，代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプより，使用済燃料貯蔵槽である使用済燃料プールに淡水又は海水を注水，スプレイすることにより貯蔵槽内燃料体等を冷却又は損傷を緩和し，及び臨界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（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する常設低圧代替注水系ポンプは，以下の機能を有する。

常設低圧代替注水系ポンプは，設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため，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。

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

系統構成は，代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプより，残留熱除去系配管を介して，原子炉格納容器内にあるスプレイヘッダより原子炉格納容器内にスプレイすることにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

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（格納容器下部注水系）として使用する常設低圧代替注水系ポンプは，以下の機能を有する。

常設低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，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，代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプより，原子炉格納容器下部のペデスタル（ドライウェル部）に淡水又は海水を注水することにより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（低圧代替注水系）として使用する常設低圧代替注水系ポンプは，以下の機能を有する。

常設低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，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，代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプより，残留熱除去系配管を介して，原子炉圧力容器へ注水することにより溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下を防止又は遅延できる設計とする。

1.　容量の設定根拠

1.1　低圧代替注水系として使用する場合の容量　189 m^3/h/個以上

残留熱除去系配管から原子炉圧力容器へ注水する場合の常設低圧代替注水系ポンプの容量は，炉心の著しい損傷の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，原子炉圧力容器への注水量を常設低圧代替注水系ポンプで 378　m^3/h としていることから，189 m^3/h/個以上とする。

1.2　代替燃料プール注水系として使用する場合の容量　50 m^3/h/個以上，70 m^3/h/個以上

使用済燃料プール注水時に必要な容量は，使用済燃料プール内の燃料破損の防止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）の想定事故１及び想定事故２において有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水量が 50　m^3/h であることから，50 m^3/h/個以上とする。

常設スプレイヘッダを用いた使用済燃料プールスプレイ時に必要な容量は，添付書類「V-1-3-4　使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」において確認されているスプレイ量が約 70 m^3/h であることから，70 m^3/h/個以上とする。

1.3　代替格納容器スプレイ冷却系として使用する場合の容量　150 m^3/h/個以上

原子炉格納容器内へスプレイする場合の常設低圧代替注水系ポンプの容量は，炉心の著しい損傷の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，原子炉格納容器内へのスプレイ流量を常設低圧代替注水系ポンプで 300 m^3/h としていることから，150 m^3/h/個以上とする。

1.4　格納容器下部注水系，低圧代替注水系として使用する場合の容量　80 m^3/h/個以上，189 m^3/h/個以上

原子炉格納容器下部のペデスタル（ドライウェル部）に注水する場合の常設低圧代替注水系ポンプの容量は，格納容器破損防止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，ペデスタル（ドライウェル部）への注水量を常設低圧代替注水系ポンプで 80 m^3/h としていることから，80 m^3/h/個以上とする。

また，残留熱除去系配管から原子炉圧力容器へ注水する場合の常設低圧代替注水ポンプの容量は，炉心の著しい損傷の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，原子炉圧力容器への注水量を常設低圧代替注水系ポンプで 378m^3/h としていることから，189 m^3/h/個以上とする。

1.5　低圧代替注水系及び代替格納容器スプレイ冷却系として同時に使用する場合の容量 180 m^3/h/個以上

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を同時に実施する場合の常設低圧代替注水系ポンプの容量は，有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において原子炉圧力容器への注水量を 230 m^3/h，原子炉格納容器内へのスプレイ流量を 130 m^3/h として，常設低圧代替注水系ポンプで 360 m^3/h としていることから，180 m^3/h/個以上とする。

1.6　代替格納容器スプレイ冷却系及び格納容器下部注水系として同時に使用する場合の容量　190 m^3/h/個以上

原子炉格納容器内へスプレイ及び原子炉格納容器下部のペデスタル（ドライウェル部）へ注水を同時に実施する場合の常設低圧代替注水系ポンプの容量は，有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において原子炉格納容器内へのスプレイ流量を 300 m^3/h，ペデスタル（ドライウェル部）への注水量を 80 m^3/h として，常設低圧代替注水系ポンプで 380 m^3/h としていることから，190 m^3/h/個以上とする。

1.7　低圧代替注水系，代替格納容器スプレイ冷却系及び代替燃料プール注水系として同時に使用する場合の容量　147 m^3/h/個以上

原子炉圧力容器へ注水，原子炉格納容器内へスプレイ及び使用済燃料プールへ注水を同時に実施する場合の常設低圧代替注水系ポンプの容量は，有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において原子炉圧力容器への注水量を 50 m^3/h，使用済燃料プールへの注水量を 114 m^3/h，原子炉格納容器内へのスプレイ流量を 130 m^3/h として，常設低圧代替注水系ポンプで 294 m^3/h としていることから，147 m^3/h/個以上とする。

公称値については，要求される最大容量 190 m^3/h/個を上回る 200 m^3/h/個とする。

2.　揚程の設定根拠

2.1　低圧代替注水系として使用する常設低圧代替注水系ポンプの揚程は，下記を考慮する。

① 代替淡水貯槽と原子炉圧力容器の圧力差：0 MPa（＝0 m）

② 静水頭（代替淡水貯槽出口管水位と原子炉圧力容器水位の標高差）：50.6 m

③ 配管・機器圧力損失：　　m

上記より，低圧代替注水系として使用する場合の常設低圧代替注水系ポンプの揚程は，①～③の合計が　　m を上回る 107 m 以上とする。

2.2　代替燃料プール注水系として使用する常設低圧代替注水系ポンプの揚程は，下記を考慮する。

・代替燃料プール注水系（代替注水配管）

①　代替淡水貯槽と使用済燃料プールの圧力差：0 MPa（=0 m）

②　静水頭（代替淡水貯槽出口管水位と代替燃料プール注水配管端部の標高差）：61.9 m

③　配管・機器圧力損失：□ m

上記より，代替燃料プール注水系（代替注水配管）として使用する場合の常設低圧代替注水系ポンプの揚程は，①～③の合計□ m を上回る 68 m 以上とする。

・代替燃料プール注水系（スプレイヘッダ）

①　代替淡水貯槽と使用済燃料プールの圧力差：0 MPa（=0 m）

②　静水頭（代替淡水貯槽出口管水位とスプレイヘッダの標高差）：62.3 m

③　配管・機器圧力損失：□ m

上記より，代替燃料プール注水系（スプレイヘッダ）として使用する場合の常設低圧代替注水系ポンプの揚程は，①～③の合計が□ m を上回る 112 m 以上とする。

2.3　代替格納容器スプレイ冷却系として使用する常設低圧代替注水系ポンプの揚程は，下記を考慮する。

①　代替淡水貯槽と原子炉格納容器の圧力差：0.620 MPa（=63.6 m）

②　静水頭（代替淡水貯槽出口管水位と原子炉格納容器スプレイ配管の標高差）：35.2 m

③　配管・機器圧力損失：□ m

上記より，代替格納容器スプレイ冷却系として使用する場合の常設低圧代替注水系ポンプの揚程は，①～③の合計が□ m を上回る 123 m 以上とする。

2.4　格納容器下部注水系として使用する常設低圧代替注水系ポンプの揚程は，下記を考慮する。

・格納容器下部注水系

①　代替淡水貯槽とペデスタル（ドライウェル部）の圧力差：0.620 MPa（=63.6 m）

②　静水頭（代替淡水貯槽出口管水位と格納容器下部注配管端部の標高差）：31.5 m

③　配管・機器圧力損失：□ m

上記より，格納容器下部注水系として使用する場合の常設低圧代替注水系ポンプの揚程は，①～③の合計が□ m を上回る 111 m 以上とする。

・低圧代替注水系

① 代替淡水貯槽と原子炉圧力容器の圧力差：0 MPa（=0 m）

② 静水頭（代替淡水貯槽出口管水位と原子炉圧力容器水位の標高差）：50.6 m

③ 配管・機器圧力損失：[redacted] m

上記より，低圧代替注水系として使用する場合の常設低圧代替注水系ポンプの揚程は，①～③の合計が [redacted] m を上回る 107 m 以上とする。

2.5 低圧代替注水系及び代替格納容器スプレイ冷却系として同時に使用する常設低圧代替注水系ポンプの揚程は，下記を考慮する。

① 代替淡水貯槽と原子炉圧力容器の圧力差：0.604 MPa（=62.0 m）

② 静水頭（代替淡水貯槽出口管水位と原子炉圧力容器水位の標高差）：50.6 m

③ 配管・機器圧力損失：[redacted] m

上記より，低圧代替注水系及び代替格納容器スプレイ冷却系として同時に使用する場合の常設低圧代替注水系ポンプの揚程は，①～③の合計が [redacted] m を上回る 147 m 以上とする。

2.6 代替格納容器スプレイ冷却系及び格納容器下部注水系として同時に使用する常設低圧代替注水系ポンプの揚程は，下記を考慮する。

① 代替淡水貯槽と原子炉圧力容器の圧力差：0.620 MPa（=63.6 m）

② 静水頭（代替淡水貯槽出口管水位と原子炉圧力容器スプレイ配管の標高差）：35.2 m

③ 配管・機器圧力損失：[redacted] m

上記より，代替格納容器スプレイ冷却系及び格納容器下部注水系として同時に使用する場合の常設低圧代替注水系ポンプの揚程は，①～③の合計が [redacted] m を上回る 131 m 以上とする。

2.7 低圧代替注水系，代替格納容器スプレイ冷却系及び代替燃料プール注水系として同時に使用する常設低圧代替注水系ポンプの揚程は，下記を考慮する。

① 代替淡水貯槽と原子炉圧力容器の圧力差：0.449 MPa（=46.1 m）

② 静水頭（代替淡水貯槽出口管水位と原子炉圧力容器水位の標高差）：50.6 m

③ 配管・機器圧力損失：[redacted] m

上記より，低圧代替注水系，代替格納容器スプレイ冷却系及び代替燃料プール注水系として同時に使用する場合の常設低圧代替注水系ポンプの揚程は，①～③の合計が □ m を上回る 114 m 以上とする。

公称値については，要求される最大揚程 147 m を上回る 200 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　静水頭

常設低圧代替注水系ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における代替淡水貯槽の使用圧力と同じ静水頭とする。

3.2　吐出側の最高使用圧力　3.14 MPa

常設低圧代替注水系ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は，ポンプ許容締切全揚程 □ MPa に代替淡水貯槽の静水頭 0.20 MPa を加えた圧力 3.14 MPa とする。

4.　最高使用温度の設定根拠

常設低圧代替注水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，重大事故等時における代替淡水貯槽の最高使用温度と同じ 66 ℃とする。

5.　原動機出力の設定根拠

常設低圧代替注水系ポンプの原動機出力は，流量 200 m^3/h のときの軸動力を基に設定する。

常設低圧代替注水系ポンプの容量 200 m^3/h，揚程 200 m のときの必要軸動力は，次式より約 □ kW となる。

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

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

（引用文献：日本工業規格　ＪＩＳ　Ｂ　０１３１（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_w	：水動力（kW）	
ρ	：密度（kg/m^3）	＝1000
g	：重力加速度（m/s^2）	＝9.80665
Q	：容量（m^3/s）	＝200/3600
H	：揚程（m）	＝200
η	：ポンプ効率（%）（設計計画値）	＝□

$$P=\frac{10^{-3}\times 1000\times 9.80665\times\left(\frac{200}{3600}\right)\times 200}{\boxed{\quad}/100}=\boxed{\qquad}\fallingdotseq\boxed{\quad}\,\mathrm{kW}$$

以上より，常設低圧代替注水系ポンプの原動機出力は必要軸動力 $\boxed{\quad}$ kW を上回る 190 kW/個とする。

6.　個数の設定根拠

常設低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格納容器、原子炉圧力容器並びに使用済燃料プールへ注水するために必要な個数である 2 個を設置する。

Ⅴ-1-1-4-3-26　設定根拠に関する説明書

（低圧代替注水系　可搬型代替注水大型ポンプ）

名　　　　称		可搬型代替注水大型ポンプ
容　　　　量	m^3/h/個	110 以上，50 以上，70 以上，120 以上，1338 以上， 10 以上，130 以上，80 以上，196 以上 （1320，1380）
揚　　　　程	m	59 以上，121 以上，140 以上，125 以上， 55 以上，97 以上，121 以上 （140，135）
最高使用圧力	MPa	1.4
最高使用温度	℃	40
原動機出力	kW/個	847
個　　　　数	－	3（予備 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（低圧代替注水系）として使用する可搬型代替注水大型ポンプは，以下の機能を有する。

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

系統構成は，代替水源（代替淡水貯槽又はＳＡ用海水ピット）を水源として可搬型代替注水大型ポンプと接続口を可搬型ホースにて接続し，残留熱除去系配管又は低圧炉心スプレイ系配管を介して原子炉圧力容器内へ注水することにより，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替燃料プール注水系）として使用する可搬型代替注水大型ポンプは，以下の機能を有する。

可搬型代替注水大型ポンプは，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料又は使用済燃料を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するために設置する。

また，使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は，使用済燃料貯蔵槽である使用済燃料プールの水位が低下した場合において，代替水源（代替淡水貯槽又はＳＡ用海水ピット）を水源として可搬型代替注水大型ポンプと接続口を

可搬型ホースにて接続し，低圧代替注水系配管を介して使用済燃料プールへ注水又はスプレイすることにより，使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。また，可搬型代替注水大型ポンプと可搬型スプレイノズルを可搬型ホースにて接続し，使用済燃料プール又は燃料体等へ直接スプレイすることにより，使用済燃料プールの水位を維持又は燃料体等の表面温度を低下させ，燃料損傷を防止又は緩和できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

系統構成は，使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において，代替水源（代替淡水貯槽又はＳＡ用海水ピット）を水源として可搬型代替注水大型ポンプと接続口を可搬型ホースにて接続し，低圧代替注水系配管を介して使用済燃料プールへスプレイすることにより，スプレイ水の放射性物質の叩き落としの効果によって環境への放射性物質放出を可能な限り低減できる設計とする。

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（原子炉建屋放水設備）として使用する可搬型代替注水大型ポンプは，以下の機能を有する。

可搬型代替注水大型ポンプは，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

系統構成は，海（ＳＡ用海水ピット）を水源として可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲を可搬型ホースで接続することにより，原子炉建屋へ放水できる設計とする。放水砲は，設置場所を任意に設定でき，複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置）として使用する可搬型代替注水大型ポンプは，以下の機能を有する。

可搬型代替注水大型ポンプは，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するために設置する。

系統構成は，原子炉格納容器の破損を防止するために設置するフィルタ装置のスクラビング水の水位が低下した場合において，代替水源（代替淡水貯槽又はＳＡ用海水ピット）を水源として可搬型代替注水大型ポンプと接続口を可搬型ホースで接続し，格納容器圧力逃がし装置の補給水配管を介してフィルタ装置に水を補給することにより，スクラビング水の水位を維持できる設計とする。

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（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する可搬型代替注水大型ポンプは，以下の機能を有する。

可搬型代替注水大型ポンプは，設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため設置する。また，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉圧力容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

系統構成は，代替水源（代替淡水貯槽又はＳＡ用海水ピット）を水源として可搬型代替注水大型ポンプと接続口を可搬型ホースで接続し，残留熱除去系配管を介して，原子炉格納容器内にあるスプレイヘッダより原子炉格納容器内にスプレイすることにより原子炉格納容器内の冷却等が可能な設計とする。

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（格納容器下部注水系）として使用する可搬型代替注水大型ポンプは，以下の機能を有する。

可搬型代替注水大型ポンプは，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，溶融し，原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は，代替水源（代替淡水貯槽又はＳＡ用海水ピット）を水源として可搬型代替注水大型ポンプと接続口を可搬型ホースで接続し，低圧代替注水系配管を介して原子炉格納容器下部のペデスタル（ドライウェル部）に注水することにより，ペデスタル（ドラウェル部）の床面に落下した溶融炉心を冷却し，溶融炉心・コンクリート相互作用を抑制し，溶融炉心がペデスタル（ドラウェル部）の床面の貫通及び壁面への接触を防止できる設計とする。

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

可搬型代替注水大型ポンプは，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，溶融し，原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は，代替水源（代替淡水貯槽又はＳＡ用海水ピット）を水源として可搬型代替注水大型ポンプと接続口を可搬型ホースで接続し，残留熱除去系配管又は低圧炉心スプレイ系配管を介して原子炉圧力容器に注水することで，原子炉格納容器下部のペデスタル（ドライウェル部）の床面に溶融炉心が落下するのを遅延又は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（原子炉建屋放水設備）として使用する可搬型代替注水大型ポンプは，以下の機能を有する。

可搬型代替注水大型ポンプは，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料

体等の著しい損傷に至った場合において発電所等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

系統構成は，海（ＳＡ用海水ピット）を水源として可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲を可搬型ホースで接続することにより，原子炉建屋へ放水できる設計とする。放水砲は，設置場所を任意に設定でき，複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料等の著しい損傷に至った場合において発電所等外への放射性物質の拡散を抑制する設備のうち，原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するために設置する。

系統構成は，海（ＳＡ用海水ピット）を水源として可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲を可搬型ホースで接続することにより，泡消火薬剤と混合しながら原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。

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圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）として使用する可搬型代替注水大型ポンプは，以下の機能を有する。

可搬型代替注水大型ポンプは，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。

また，可搬型代替注水大型ポンプは，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内における水素による爆発による破損を防止する必要がある場合に，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。

これらの系統構成は，原子炉格納容器の破損を防止するために設置するフィルタ装置のスクラビング水の水位が低下した場合において，代替水源（代替淡水貯槽又はＳＡ用海水ピット）を水源として可搬型代替注水大型ポンプと接続口を可搬型ホースで接続し，格納容器圧力逃がし装置の補給水配管を介してフィルタ装置に水を補給することにより，スクラビング水の水位を維持できる設計とする。

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替水源供給設備），原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（代替水源供給設備）及び非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替水源供給設備），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（代替水源供給設備）及び圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（代替水源供給設備）として使用する可搬型代替注水大型ポンプは，以下の機能を有する。

可搬型代替注水大型ポンプは，設計基準事故の収束に必要な水源とは別に，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて，発電用原子炉施設には，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水

を供給するために設置する。

系統構成は，代替淡水貯槽への補給の場合は海（ＳＡ用海水ピット），西側淡水貯水設備への補給の場合は代替淡水貯槽又は海（ＳＡ用海水ピット）を水源とした可搬型代替注水大型ポンプより，可搬型ホースを介して各代替水源（代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備）へ補給することで，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給できる設計とする。

重大事故等時に使用する可搬型代替注水大型ポンプは，上記の機能に加え，これらの機能を組み合わせた同時注水機能も有する。

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資料十）において想定される同時注水ケースは，全交流動力電源喪失及び津波浸水による最終ヒートシンク喪失の場合である。この場合の同時注水ケースは表１のとおりである。これらのうち，可搬型代替注水大型ポンプに要求される容量及び揚程が最大となる原子炉圧力容器（原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備（低圧代替注水系）），原子炉格納容器（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（代替格納容器注水系）），使用済燃料プール（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替燃料プール注水系））の3箇所同時注水が可能な設計とする。

表１　可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水ケース

	注水先			
	原子炉圧力容器	原子炉格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	使用済燃料プール
ケース１	50 m^3/h	130 m^3/h	－	－
ケース２	50 m^3/h	130 m^3/h	－	16 m^3/h

1.　容量の設定根拠

1.1　低圧代替注水系として使用する場合の容量　110 m^3/h/個以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却系統施設その他原子炉注水設備（低圧代替注水系），原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する場合の可搬型代替注水大型ポンプの容量は，炉心の冷却を行うために必要な注水量を基に設定する。

炉心の著しい損傷の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）うち，低圧代替注水系（可搬型）を用いる全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）等において有効性を確認している発電用原子炉への注水量が110 m^3/hであることから，可搬型代替注水大型ポンプの容量は110 m^3/h/個以上とする。

1.2　代替燃料プール注水系として使用する場合の容量

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料冷却浄化設備（代替燃料プール注水系）として使用する場合の可搬型代替注水大型ポンプの容量は，使用済燃料プール水位を維持

するために必要な注水量又は貯蔵槽内燃料等の冷却に必要なスプレイ量を基に設定する。

1.2.1　使用済燃料プール注水時　50 m^3/h/個以上

使用済燃料プール注水時に必要な容量は,使用済燃料プール内の燃料破損の防止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）の想定事故１及び想定事故２において有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水量が 50 m^3/h であることから 50 m^3/h/個以上とする。

1.2.2　使用済燃料プールスプレイ時（常設スプレイヘッダ）　70 m^3/h/個以上

常設スプレイヘッダを用いた使用済燃料プールスプレイ時に必要な容量は，添付書類「Ⅴ-1-3-4　使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」において確認されているスプレイ量が約 70 m^3/h であることから，70 m^3/h/個以上とする。

1.2.3　使用済燃料プールスプレイ時（可搬型スプレイノズル）　120 m^3/h/個以上

可搬型スプレイノズルを用いた使用済燃料プールスプレイ時に必要な容量は,添付書類「Ⅴ-1-3-4　使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」において確認されているスプレイ量が約 120 m^3/h であることから，120 m^3/h/個以上とする。

1.3　原子炉建屋放水設備として使用する場合の容量　1338 m^3/h/個以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵設備のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(原子炉建屋放水設備)，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（原子炉建屋放水設備）として使用する場合の可搬型代替注水大型ポンプの容量は,原子炉建屋屋上へ放水できる容量を基に設定する。

可搬型代替注水大型ポンプを可搬型ホースで放水砲に接続した場合の容量は,図 1.3-1 に示す性能曲線のとおり，1338 m^3/h で放水することにより原子炉建屋屋上へ放水が可能である。したがって可搬型代替注水大型ポンプの容量は 1338 m^3/h/個以上とする。

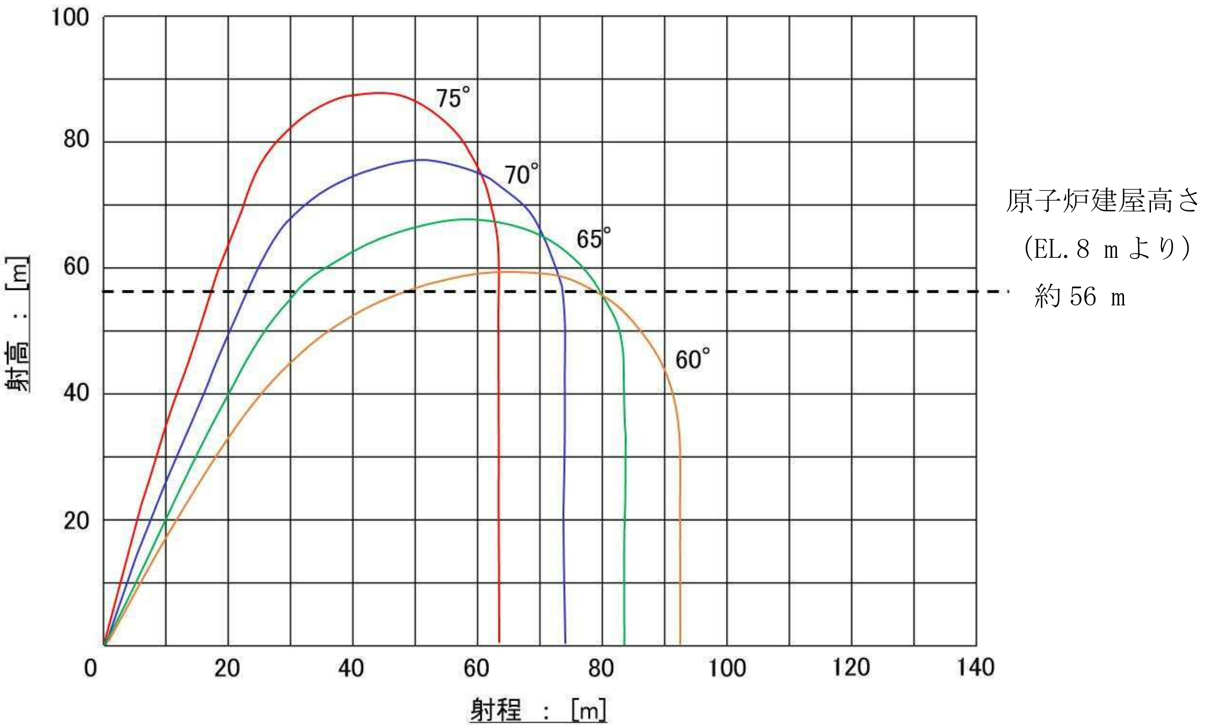

図 1.3-1　容量 1338 m³/h，圧力 1.0 MPa における性能曲線

※図中の数値は放水砲の角度を示す。

1.4　格納容器圧力逃がし装置として使用する場合の容量　10 m³/h/個以上

原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置），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圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）として使用する場合の可搬型代替注水大型ポンプの容量は，フィルタ装置のスクラビング水の減少量を基に設定する。

スクラビング水の減少量については，添付書類「Ｖ-1-8-1　原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」において評価しており，ベント開始後 24 時間で約 27.9 t 減少するため，可搬型代替注水大型ポンプの容量はこの減少量を上回る 10 m³/h/個以上とする。

1.5　代替格納容器スプレイ冷却系として使用する場合の容量　130 m³/h/個以上

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（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する場合の可搬型代替注水大型ポンプの容量は，原子炉格納容器の冷却を行うために必要なスプレイ量を基に設定する。

炉心の著しい損傷の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）うち，低圧代替注水系（可搬型）を用いる全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）等において有効性を確認している原子炉格納容器へのスプレイ量は 130 m³/h であることから，可搬型代替注水大型ポンプの容量は 130 m³/h/個以上とする。

1.6　格納容器下部注水系として使用する場合の容量　80 m^3/h/個以上

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する場合の可搬型代替注水大型ポンプの容量は，原子炉格納容器下部のペデスタル（ドライウェル部）の床面にある溶融炉心を冷却するために必要な注水量を基に設定する。

格納容器破損防止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）において有効性が確認されているペデスタル（ドライウェル部）への注水量は 80 m^3/h であることから，可搬型代替注水大型ポンプの容量は 80 m^3/h/個以上とする。

1.7　代替水源供給設備として使用する場合の容量　196 m^3/h/個以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替水源供給設備），原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（代替水源供給設備）及び非常用炉心冷却設備その他の原子炉注水設備（代替水源供給設備），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（代替水源供給設備）及び圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（代替水源供給設備）として使用する場合の可搬型代替注水大型ポンプの容量は，代替淡水源の消費量を基に設定する。

有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち水の補給に可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合において安定した冷却状態の維持のために代替淡水源の水を消費する量が最大となるのは，3 箇所（原子炉圧力容器，使用済燃料プール，原子炉格納容器）同時注水時の注水量 196 m^3/h であるため，可搬型代替注水大型ポンプの容量は 196 m^3/h/個以上とする。

1.8　同時注水に使用する場合の容量　196 m^3/h/個以上

有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において想定される同時注水において，必要な容量が最大となるのは原子炉圧力容器，使用済燃料プール，原子炉格納容器への 3 箇所同時注水の場合である。このときの要求される容量の内訳は，原子炉圧力容器への注水 50 m^3/h，使用済燃料プールへの注水 16 m^3/h 及び原子炉格納容器へのスプレイ 130 m^3/h であり，合計の必要注水量は 196 m^3/h であることから可搬型代替注水大型ポンプの容量は 196 m^3/h/個以上とする。

公称値は，設計上のポンプの定格容量である 1320 m^3/h/個及び 1380 m^3/h/個*とする。

注記　＊：1380 m^3/h/個は，原子炉建屋放水設備として使用する場合のエンジン回転数における定格容量を示す。

2.　揚程の設定根拠

2.1　低圧代替注水系として使用する場合の揚程　59 m 以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却その他原子炉注水設備（低圧代替注水系），原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水

NT2 補② V-1-1-4-3-26 R2

系）として使用する場合の可搬型代替注水大型ポンプの揚程は下記を考慮する。

① 代替水源と原子炉圧力容器の圧力差：0.0 m

② 静水頭（ポンプと注入ノズルの標高差）：26.1 m

③ ホース，配管，機器圧力損失：[redacted] m

可搬型代替注水大型ポンプの揚程は①～③の合計 [redacted] m を上回る 59 m 以上とする。

2.2 代替燃料プール注水系として使用する場合の揚程

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替燃料プール注水系）として使用する場合の可搬型代替注水大型ポンプの揚程は，使用済燃料プール注水時及び使用済燃料プールスプレイ時（常設スプレイヘッダ及び可搬型スプレイノズル）に分けて設計する。

2.2.1 使用済燃料プール注水時 59 m 以上

使用済燃料プールへ注水する場合の可搬型代替注水大型ポンプの揚程は，下記を考慮する。

① 代替水源と使用済燃料プールの圧力差：0.0 m

② 静水頭（ポンプと注水配管の標高差）：37.5 m

③ ホース，配管，機器圧力損失：[redacted] m

可搬型代替注水大型ポンプの揚程は①～③の合計 [redacted] m を上回る 59 m 以上とする。

2.2.2 使用済燃料プールスプレイ（常設スプレイヘッダ） 121 m 以上

常設スプレイヘッダを用いて使用済燃料プールへスプレイする場合の可搬型代替注水大型ポンプの揚程は，下記を考慮する。

① 代替水源と使用済燃料プールの圧力差：0.0 m

② 静水頭（ポンプとスプレイヘッダの標高差）：37.8 m

③ ホース，配管，機器圧力損失：[redacted] m

可搬型代替注水大型ポンプの揚程は①～③の合計が [redacted] m であることから 121 m 以上とする。

2.2.3 使用済燃料プールスプレイ（可搬型スプレイノズル） 140 m 以上

常設スプレイヘッダを用いて使用済燃料プールへスプレイする場合の可搬型代替注水大型ポンプの揚程は，下記を考慮する。

① 代替水源と使用済燃料プールの圧力差：0.0 m

② 静水頭（ポンプとスプレイノズルの標高差）：38.2 m

③ ホース，機器圧力損失：[redacted] m

可搬型代替注水大型ポンプの揚程は①～③の合計 [redacted] m を上回る 140 m 以上とする。

2.3 原子炉建屋放水設備として使用する場合の揚程 125 m 以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（原子炉建屋放水

設備），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（原子炉建屋放水設備）として使用する場合の可搬型代替注水大型ポンプの揚程は，下記を考慮する。

① 放水砲必要圧力（メーカ要求値）：1.0 MPa（≒102.0 m）

② 静水頭（ポンプと放水砲ノズルの標高差）：0.6 m

③ ホース，機器圧力損失：m

可搬型代替注水大型ポンプの揚程は①～③の合計 m を上回る 125 m 以上とする。

2.4 格納容器圧力逃がし装置として使用する場合の揚程　59 m 以上

原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置），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圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）として使用する場合の可搬型代替注水大型ポンプ揚程は，下記を考慮する。

① 代替水源とフィルタ装置の圧力差：10.3 m

② 静水頭（ポンプとフィルタ装置の標高差）：-14.4 m

③ ホース，配管，機器圧力損失：m

可搬型代替注水大型ポンプの揚程は①～③の合計 m を上回る 59 m 以上とする。

2.5 代替格納容器スプレイ冷却系として使用する場合の揚程　97 m 以上

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（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する場合の可搬型代替注水大型ポンプ揚程は，下記を考慮する。

① 代替水源と原子炉格納容器の圧力差：46.5 m

② 静水頭（ポンプとスプレイヘッダの標高差）：24.0 m

③ ホース，配管，機器圧力損失：m

可搬型代替注水大型ポンプの揚程は①～③の合計 m を上回る 97 m 以上とする。

2.6 原子炉下部注水系として使用する場合の揚程　121 m 以上

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（格納容器下部注水系）として使用する場合の可搬型代替注水大型ポンプ揚程は，下記を考慮する。

① 代替水源とペデスタル（ドライウェル部）の圧力差：46.5 m

② 静水頭（ポンプと注水配管の標高差）：7.0 m

③ ホース，配管，機器圧力損失：m

可搬型代替注水大型ポンプの揚程は①～③の合計が m であることから 121 m 以上とする。

2.7 代替水源供給設備として使用する場合の揚程　55 m 以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替水源供給設備），原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（代替水源供給設備）及び非常用炉心冷却設

備その他の原子炉注水設備（代替水源供給設備），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（代替水源供給設備）及び圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（代替水源供給設備）として使用する場合の可搬型代替注水大型ポンプの揚程は，下記を考慮する。

① 代替水源間の圧力差：0.0 m

② 静水頭（ポンプと西側淡水貯水設備の標高差）：2.0 m

③ ホース，機器圧力損失：[redacted] m

可搬型代替注水大型ポンプの揚程は①～③の合計[redacted] m を上回る 55 m 以上とする。

2.8 同時注水に使用する場合の揚程　121 m 以上

必要注水量が最大となる原子炉圧力容器，使用済燃料プール，原子炉格納容器への 3 箇所同時注水に使用する場合の可搬型代替注水大型ポンプの揚程は，下記を考慮する。

① 代替水源と原子炉圧力容器の圧力差：44.9 m

② 静水頭（ポンプと原子炉圧力容器の標高差）：26.1 m

③ ホース，機器圧力損失：[redacted] m

可搬型代替注水大型ポンプの揚程は①～③の合計[redacted] m を上回る 121 m 以上とする。

公称値については，定格容量における揚程 140 m 及び 135 m*とする。

注記　＊：135 m は，原子炉建屋放水設備として使用する場合の容量 1380 m^3/h/個における揚程を示す。

3. 最高使用圧力の設定根拠

可搬型代替注水大型ポンプの重大事故等時における使用圧力は，当該ポンプの供給ラインの仕様を踏まえポンプ吐出圧力を電気的に 1.4 MPa に制限していることから，その制限値である 1.4 MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

可搬型代替注水大型ポンプの重大事故等時における使用温度は，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）において有効性を確認している代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備の水源の最高温度 35 ℃及び海水の最高温度 32 ℃を上回る 40 ℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

可搬型代替注水大型ポンプの原動機出力は，定格流量である 1320 m^3/h 時の軸動力を基に設定する。

可搬型代替注水大型ポンプの流量が 1320 m^3/h，揚程が 140 m，その時の当該ポンプの必要軸動力は，メーカ設定値より 847 kW となる。

以上より，可搬型代替注水大型ポンプの原動機出力は 847 kW/個とする。

6.　個数の設定根拠

可搬型代替注水大型ポンプ（原動機含む）は，重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損を防止するため等に必要な個数である 1 個を 2 セットに，これらと同時に使用する可能性がある発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な 1 個の合計 3 個に，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 2 個とし，分散して保管する。

NT2 補② Ⅴ-1-1-4-3-26 R2E

Ⅴ-1-1-4-3-27　設定根拠に関する説明書

（低圧代替注水系　可搬型代替注水中型ポンプ）

名　称		可搬型代替注水中型ポンプ
容　量	m^3/h/個	110 以上，50 以上，10 以上， 130 以上，80 以上，196 以上（210）
揚　程	m	37 以上，55 以上，80 以上， 94 以上，97 以上（100）
最高使用圧力	MPa	1.4
最高使用温度	℃	40
原動機出力	kW/個	147
個　数	－	4（予備 1）

【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（低圧代替注水系）として使用する可搬型代替注水中型ポンプは，以下の機能を有する。

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

系統構成は，代替水源（西側淡水貯水設備）を水源として可搬型代替注水中型ポンプと接続口を可搬型ホースにて接続し，残留熱除去系配管を介して原子炉圧力容器内へ注水することにより，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替燃料プール注水系）として使用する可搬型代替注水中型ポンプは，以下の機能を有する。

可搬型代替注水中型ポンプは，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料又は使用済燃料を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は，使用済燃料プールの水位が低下した場合において，代替水源（西側淡水貯水設備）を水源として可搬型代替注水中型ポンプと接続口を可搬型ホースにて接続し，低圧代替注水系配管を介して使用済燃料プールへ注水することにより，使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置）として使用する可搬型代替注水中型ポンプは，以下の機能を有する。

可搬型代替注水中型ポンプは，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するために設置する。

系統構成は，原子炉格納容器の破損を防止するために設置するフィルタ装置のスクラビング水の水位が低下した場合において，代替水源（西側淡水貯水設備）を水源として可搬型代替注水中型ポンプと接続口を可搬型ホースで接続し，格納容器圧力逃がし装置の補給水配管を介してフィルタ装置に水を補給することにより，スクラビング水の水位を維持できる設計とする。

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（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する可搬型代替注水中型ポンプは，以下の機能を有する。

可搬型代替注水中型ポンプは，設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため，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。また，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉圧力容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

系統構成は，代替水源（西側淡水貯水設備）を水源として可搬型代替注水中型ポンプと接続口を可搬型ホースで接続し，残留熱除去系配管を介して，原子炉格納容器内にあるスプレイヘッダより原子炉格納容器内にスプレイすることにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器下部注水系）として使用する可搬型代替注水中型ポンプは，以下の機能を有する。

可搬型代替注水中型ポンプは，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，溶融し，原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は，代替水源（西側淡水貯水設備）を水源として可搬型代替注水中型ポンプと接続口を可搬型ホースで接続し，低圧代替注水系配管を介して原子炉格納容器下部のペデスタル（ドライウェル部）に注水することにより，ペデスタル（ドラウェル部）の床面に落下した溶融炉心を冷却し，溶融炉心・コンクリート相互作用を抑制し，溶融炉心がペデスタル（ドラウェル部）の床面の貫通及び壁面への接触を防止できる設計とする。

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

可搬型代替注水中型ポンプは，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，溶融し，原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は，代替水源（西側淡水貯水設備）を水源として可搬型代替注水中型ポンプと接続口を可搬型ホースで接続し，残留熱除去系配管又は低圧炉心スプレイ系配管を介して原子炉圧力容器に注水することで，原子炉格納容器下部のペデスタル（ドライウェル部）の床面に溶融炉心が落下するのを遅延又は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圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）として使用する可搬型代替注水中型ポンプは，以下の機能を有する。

可搬型代替注水中型ポンプは，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。

可搬型代替注水中型ポンプは，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内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合に，水素による爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。

これらの系統構成は，原子炉格納容器の破損を防止するために設置するフィルタ装置のスクラビング水の水位が低下した場合において，代替水源（西側淡水貯水設備）を水源として可搬型代替注水中型ポンプと接続口を可搬型ホースで接続し，格納容器圧力逃がし装置の補給水配管を介してフィルタ装置に水を補給することにより，スクラビング水の水位を維持できる設計とする。

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替水源供給設備），原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（代替水源供給設備）及び非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替水源供給設備），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（代替水源供給設備）及び圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（代替水源供給設備）として使用する可搬型代替注水中型ポンプは，以下の機能を有する。

可搬型代替注水中型ポンプは，設計基準事故の収束に必要な水源とは別に，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて，発電用原子炉施設には，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分の水を供給するために設置する。

系統構成は，西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプより，可搬型ホースを介して代替淡水貯槽へ補給することで，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給できる設計とする。

重大事故等時に使用する可搬型代替注水中型ポンプは，上記の機能に加え，これらの機能を組み合わせた同時注水機能も有する。

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資料十）において想定される同時注水ケースは，全交流動力電源喪失及び津波浸水による最終ヒートシンク喪失の場合である。この場合の同時注水ケースは表 1 のとおりである。これらのうち，可搬型代替注水中型ポンプに要求される容量及び揚程が最大となる原子炉圧力容器（原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備（低圧代替注水系）），原子炉格納容器（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（代替格納容器注水系）），使用済燃料プール（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替燃料プール注水系））の 3 箇所同時注水が可能な設計とする。

表 1　可搬型代替注水中型ポンプを使用した同時注水ケース

	注水先			
	原子炉圧力容器	原子炉格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	使用済燃料プール
ケース 1	50 m^3/h	130 m^3/h	―	―
ケース 2	50 m^3/h	130 m^3/h	―	16 m^3/h

1.　容量の設定根拠

1.1　低圧代替注水系として使用する場合の容量　110 m^3/h/個以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却系統施設その他原子炉注水設備（低圧代替注水系），原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する場合の可搬型代替注水中型ポンプの容量は，炉心の冷却を行うために必要な注水量を基に設定する。

炉心の著しい損傷の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）のうち，低圧代替注水系（可搬型）を用いる全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）等において有効性を確認している発電用原子炉への注水量が 110 m^3/h であることから，可搬型代替注水中型ポンプの容量は 110 m^3/h/個以上とする。

1.2　代替燃料プール注水系として使用する場合の容量　50 m^3/h/個以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料冷却浄化設備（代替燃料プール注水系）として使用する場合の可搬型代替注水中型ポンプの容量は，使用済燃料プール水位を維持するために必要な注水量を基に設定する。

使用済燃料プール注水時に必要な容量は，使用済燃料プール内の燃料破損の防止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）の想定事故 1 及び想定事故 2 において有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水量が 50 m^3/h であることから 50 m^3/h/個以上とする。

1.3　格納容器圧力逃がし装置として使用する場合の容量　10 ㎥/h/個以上

原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置），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圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）として使用する場合の可搬型代替注水中型ポンプの容量は，フィルタ装置のスクラビング水の減少量を基に設定する。

スクラビング水の減少量については，添付書類「Ｖ-1-8-1　原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」において評価しており，ベント開始後24時間で約27.9 t減少するため，可搬型代替注水中型ポンプの容量はこの減少量を上回る10 ㎥/h/個以上とする。

1.4　代替格納容器スプレイ冷却系として使用する場合の容量　130 ㎥/h/個以上

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（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する場合の可搬型代替注水中型ポンプの容量は，原子炉格納容器の冷却を行うために必要なスプレイ量を基に設定する。

炉心の著しい損傷の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）うち，低圧代替注水系（可搬型）を用いる全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）等において有効性を確認している原子炉格納容器へのスプレイ量は130 ㎥/hであることから，可搬型代替注水中型ポンプの容量は130 ㎥/h/個以上とする。

1.5　格納容器下部注水系として使用する場合の容量　80 ㎥/h/個以上

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（格納容器下部注水系）として使用する場合の可搬型代替注水中型ポンプの容量は，原子炉格納容器下部のペデスタル（ドライウェル部）の床面にある溶融炉心を冷却するために必要な注水量を基に設定する。

格納容器破損防止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）において有効性が確認されているペデスタル（ドライウェル部）への注水量は80 ㎥/hであることから，可搬型代替注水中型ポンプの容量は80 ㎥/h/個以上とする。

1.6　代替水源供給設備として使用する場合の容量　196 ㎥/h/個以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替水源供給設備），原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（代替水源供給設備）及び非常用炉心冷却設備その他の原子炉注水設備（代替水源供給設備），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（代替水源供給設備）及び圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（代替水源供給設備）として使用する場合の可搬型代替注水中型ポンプの容量は，代替淡水源の消費量を基に設定する。

有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち水の補給に可搬型代替注水中型ポンプを使用する場合において安定した冷却状態の維持のために代替淡水源の水を消費する量が最大となるのは，3箇所（原子炉圧力容器，使用済燃料プール，原子炉格納容器）同時注水時の注水量196 ㎥/hであるため，可搬型代替注水中型ポンプの容量は196 ㎥/h/

NT2 補② Ｖ-1-1-4-3-27 R3

個以上とする。

1.8　同時注水に使用する場合の容量　196 m^3/h/個以上

有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）における可搬型代替注水中型ポンプを使用した同時注水において，必要な容量が最大となるのは原子炉圧力容器，使用済燃料プール，原子炉格納容器への 3 箇所同時注水の場合である。このときの要求される容量の内訳は，原子炉圧力容器への注水 50 m^3/h，使用済燃料プールへの注水 16 m^3/h 及び原子炉格納容器へのスプレイ 130 m^3/h であり，合計の必要注水量は 196 m^3/h であることから可搬型代替注水中型ポンプの容量は 196 m^3/h/個以上とする。

公称値は，設計上のポンプの定格容量である 210 m^3/h/個とする。

2.　揚程の設定根拠

2.1　低圧代替注水系として使用する場合の揚程　37 m 以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却その他原子炉注水設備（低圧代替注水系），原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する場合の可搬型代替注水中型ポンプの揚程は，下記を考慮する。

① 代替水源と原子炉圧力容器の圧力差：0.0 m
② 静水頭（ポンプと注入ノズルの標高差）：27.1 m
③ ホース，配管，機器圧力損失：[redacted] m

可搬型代替注水中型ポンプの揚程は①～③の合計が[redacted] m であることから 37 m 以上とする。

2.2　代替燃料プール注水系として使用する場合の揚程　55 m 以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替燃料プール注水系）として使用する場合の可搬型代替注水中型ポンプの揚程は，下記を考慮する。

① 代替水源と使用済燃料プールの圧力差：0.0 m
② 静水頭（ポンプと注入配管の標高差）：38.5 m
③ ホース，配管，機器圧力損失：[redacted] m

可搬型代替注水中型ポンプの揚程は①～③の合計[redacted] m を上回る 55 m 以上とする。

2.3　格納容器圧力逃がし装置として使用する場合の揚程　80 m 以上

原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置），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圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）として使用する場合の可搬型代替注水中型ポンプ揚程は，下記を考慮する。

① 代替水源とフィルタ装置の圧力差：10.3 m
② 静水頭（ポンプとフィルタ装置の標高差）：15.6 m
③ ホース，配管，機器圧力損失：[redacted] m

可搬型代替注水中型ポンプの揚程は①～③の合計[redacted]m を上回る 80 m 以上とする。

2.4　代替格納容器スプレイ冷却系として使用する場合の揚程　80 m 以上

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（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する場合の可搬型代替注水中型ポンプ揚程は，下記を考慮する。

① 代替水源と原子炉格納容器の圧力差：47.7 m
② 静水頭（ポンプとスプレイヘッダの標高差）：25.0 m
③ ホース，配管，機器圧力損失：[redacted]m

可搬型代替注水中型ポンプの揚程は①～③の合計[redacted]m を上回る 80 m 以上とする。

2.5　格納容器下部注水系として使用する場合の揚程　94 m 以上

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（格納容器下部注水系）として使用する場合の可搬型代替注水中型ポンプ揚程は，下記を考慮する。

① 代替水源とペデスタル（ドライウェル部）の圧力差：47.7 m
② 静水頭（ポンプと注水配管の標高差）：8.0 m
③ ホース，配管，機器圧力損失：[redacted]m

可搬型代替注水中型ポンプの揚程は①～③の合計が[redacted]m であることから 94 m 以上とする。

2.6　代替水源供給設備として使用する場合の揚程　37 m 以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替水源供給設備），原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（代替水源供給設備）及び非常用炉心冷却設備その他の原子炉注水設備（代替水源供給設備），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（代替水源供給設備）及び圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（代替水源供給設備）として使用する場合の可搬型代替注水中型ポンプの揚程は，下記を考慮する。

① 代替水源間の圧力差：0.0 m
② 静水頭（ポンプと西側淡水貯水設備の標高差）：29.0 m
③ ホース，機器圧力損失：[redacted]m

可搬型代替注水中型ポンプの揚程は①～③の合計[redacted]m を上回る 37 m 以上とする。

2.7　同時注水に使用する場合の揚程　97 m 以上

必要注水量が最大となる原子炉圧力容器，使用済燃料プール，原子炉格納容器への 3 箇所同時注水に使用する場合の可搬型代替注水中型ポンプの揚程は，下記を考慮する。

① 代替水源と原子炉圧力容器の圧力差：46.1 m
② 静水頭（ポンプと原子炉圧力容器の標高差）：27.1 m
③ ホース，機器圧力損失：[redacted]m

可搬型代替注水中型ポンプの揚程は①～③の合計 m を上回る 97 m 以上とする。

公称値については，要求される最大揚程 97 m を上回る 100 m とする。

3.　最高使用圧力の設定根拠

可搬型代替注水中型ポンプの重大事故等時における使用圧力は，当該ポンプの供給ラインの仕様を踏まえポンプ吐出圧力を電気的に 1.4 MPa に制限していることから，その制限値である 1.4 MPa とする。

4.　最高使用温度の設定根拠

可搬型代替注水中型ポンプの重大事故等時における使用温度は，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）において有効性を確認している西側淡水貯水設備の水源の最高温度 35 ℃及び海水の最高温度 32 ℃を上回る 40 ℃とする。

5.　原動機出力の設定根拠

可搬型代替注水中型ポンプの原動機出力は，定格流量である 210 m^3/h 時の軸動力を基に設定する。

可搬型代替注水中型ポンプの流量が 210 m^3/h，揚程が 100 m，その時の当該ポンプの必要軸動力は，メーカ設定値より 147 kW となる。

以上より，可搬型代替注水中型ポンプの原動機出力は 147 kW/個とする。

6.　個数の設定根拠

可搬型代替注水中型ポンプ（原動機含む）は，重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損を防止するため等に必要な個数である 2 個を 2 セットの合計 4 個に，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個とし，分散して保管する。

V-1-1-4-3-28　設定根拠に関する説明書

（低圧代替注水系　代替淡水貯槽）

名　　称		代替淡水貯槽
容　　量	m^3/個	4300以上（5000）
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
個　　数	－	1

【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（低圧代替注水系）として使用する代替淡水貯槽は，以下の機能を有する。

代替淡水貯槽は，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の淡水及び海水を貯蔵する設備として設置する。

系統構成は，代替淡水貯槽の水を常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプと接続口を可搬型ホースにて接続し，残留熱除去系配管又は低圧炉心スプレイ系配管を介して原子炉圧力容器へ注水することにより，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替燃料プール注水系）として使用する代替淡水貯槽は，以下の機能を有する。

代替淡水貯槽は，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するために設置する。また，使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は，使用済燃料貯蔵槽である使用済燃料プールの水位が低下した場合において，代替淡水貯槽の水を常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプと接続口を可搬型ホースにて接続し，代替燃料プール注水系（注水ライン及び常設スプレイヘッダ）を介して使用済燃料プールへ注水又はスプレイすることにより，使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。また，可搬型代替注水大型ポンプと可搬型スプレイノズルを可搬型ホースにて接続し，使用済燃料プール又は燃料体等へ直接スプレイすることにより，使用済燃料プールの水位を維持又は燃料体等の表面温度を低下させ，燃料損傷を防止又は緩和できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置）として使用する代替淡水貯槽は，以下の機能を有する。

代替淡水貯槽は，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するために設置する。

系統構成は，原子炉格納容器の破損を防止するために設置するフィルタ装置のスクラビング水の水位が低下した場合において，代替淡水貯槽の水を可搬型代替注水大型ポンプと接続口を可搬型ホースで接続し，格納容器圧力逃がし装置の補給水配管を介してフィルタ装置に水を補給することにより，スクラビング水の水位を維持できる設計とする。

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（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する代替淡水貯槽は，以下の機能を有する。

代替淡水貯槽は，設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ炉心の著しい損傷を防止するために設置する。また，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

系統構成は，代替淡水貯槽の水を常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプと接続口を可搬型ホースにて接続し，残留熱除去系配管を介して，原子炉格納容器内にあるスプレイヘッダより原子炉格納容器内にスプレイすることにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器下部注水系）として使用する代替淡水貯槽は，以下の機能を有する。

代替淡水貯槽は，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，代替淡水貯槽の水を常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプと接続口を可搬型ホースにて接続し，低圧代替注水系配管を介して原子炉格納容器下部のペデスタル（ドライウェル部）に注水することにより，原子炉格納容器下部のペデスタル（ドラウェル部）の床面に落下した溶融炉心を冷却し，溶融炉心・コンクリート相互作用を抑制し，溶融炉心がペデスタル（ドラウェル部）の床面の貫通及び壁面への接触を防止できる設計とする。

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

代替淡水貯槽は，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，常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を残留熱除去系配管又は低圧炉心スプレイ系配管を介して原子炉圧力容器へ注水することで，原子炉格納容器下部のペデスタル（ドライウェル部）の床面に溶融炉心が落下するのを遅延又は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圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）として使用する代替淡水貯槽は，以下の機能を有する。

代替淡水貯槽は，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。

また，代替淡水貯槽は，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内における水素による爆発による破損を防止する必要がある場合に，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。

これらの系統構成は，原子炉格納容器の破損を防止するために設置するフィルタ装置のスクラビング水の水位が低下した場合において，代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水大型ポンプと接続口を可搬型ホースで接続し，格納容器圧力逃がし装置の補給水配管を介してフィルタ装置に水を補給することにより，スクラビング水の水位を維持できる設計とする。

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替水源供給設備），原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（代替水源供給設備）及び非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替水源供給設備），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（代替水源供給設備）及び圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（代替水源供給設備）として使用する代替淡水貯槽は，以下の機能を有する。

代替淡水貯槽は，設計基準事故の収束に必要な水源とは別に，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて，発電用原子炉施設には，設計基準事故等対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は，海（ＳＡ用海水ピット）を水源とした可搬型代替注水大型ポンプ及び西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプより，可搬型ホースを介して代替淡水貯槽へ補給することで，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給できる設計とする。

1.　容量の設定根拠

代替淡水貯槽を重大事故等時において使用する場合の容量として，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資料十）で想定する事故シーケンスグループのうち，代替淡水貯槽の使用水量が最も多くなる事故シーケンスグループは，雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）である。この事故シーケンスグループでの，淡水使用量は7日間で約5490 m^3である。

この淡水使用量に対して，代替淡水貯槽の貯水量約4300 m^3/個が枯渇する前に，可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型代替注水中型ポンプによって，西側淡水貯水設備から補給可能なため，代替淡水貯槽を重大事故等時において使用する場合の容量は4300 m^3/個以上とする。

公称値については，要求される容量4300 m^3/個を上回る5000 m^3/個とする。

2.　最高使用圧力の設定根拠

代替淡水貯槽を重大事故等時において使用する場合の圧力は，代替淡水貯槽が大気開放であることから静水頭とする。

3.　最高使用温度の設定根拠

代替淡水貯槽を重大事故等時において使用する場合の温度は，外気の温度*を上回る値として66 ℃とする。

注記　＊：外気の温度は，原子炉設置変更許可申請書添付書類六に示す東海第二発電所における日最高気温である7月の38.4℃（水戸地方気象台38.4 ℃（7月），銚子地方気象台35.3 ℃（8月），小名浜特別地域気象観測所37.7 ℃（8月）とする。

4.　個数の設定根拠

代替淡水貯槽の貯水量が4300 m^3以上であれば，貯槽内の水が枯渇する前に代替淡水源又は海水の補給が可能となり，低圧代替注水を中断することなく実施可能であるため，代替淡水貯槽の個数は1個とする。

Ⅴ-1-1-4-3-29　設定根拠に関する説明書

（低圧代替注水系　西側淡水貯水設備）

名　　称		西側淡水貯水設備
容　　量	m^3/個	4300 以上（5000）
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
個　　数	—	1

【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（低圧代替注水系）として使用する西側淡水貯水設備は，以下の機能を有する。

西側淡水貯水設備は，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の淡水及び海水を貯蔵する設備として設置する。

系統構成は，西側淡水貯水設備の水を可搬型代替注水中型ポンプと接続口を可搬型ホースにて接続し，残留熱除去系配管又は低圧炉心スプレイ系配管を介して原子炉圧力容器へ注水することにより，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替燃料プール注水系）として使用する西側淡水貯水設備は，以下の機能を有する。

西側淡水貯水設備は，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は，使用済燃料貯蔵槽である使用済燃料プールの水位が低下した場合において，西側淡水貯水設備の水を可搬型代替注水中型ポンプと接続口を可搬型ホースにて接続し，代替燃料プール注水系（注水ライン及び常設スプレイヘッダ）を介して使用済燃料プールへ注水することにより，使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置）として使用する西側淡水貯水設備は，以下の機能を有する。

西側淡水貯水設備は，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するために設置する。

系統構成は，原子炉格納容器の破損を防止するために設置するフィルタ装置のスクラビング水の水位が低下した場合において，西側淡水貯水設備の水を可搬型代替注水中型ポンプと接続口を

可搬型ホースで接続し，格納容器圧力逃がし装置の補給水配管を介してフィルタ装置に水を補給することにより，スクラビング水の水位を維持できる設計とする。

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（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する西側淡水貯水設備は，以下の機能を有する。

西側淡水貯水設備は，設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ炉心の著しい損傷を防止するために設置する。また，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

系統構成は，西側淡水貯水設備の水を可搬型代替注水中型ポンプと接続口を可搬型ホースにて接続し，残留熱除去系配管を介して，原子炉格納容器内にあるスプレイヘッダより原子炉格納容器内にスプレイすることにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器下部注水系）として使用する西側淡水貯水設備は，以下の機能を有する。

西側淡水貯水設備は，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，西側淡水貯水設備の水を可搬型代替注水中型ポンプと接続口を可搬型ホースにて接続し，低圧代替注水系配管を介して原子炉格納容器下部のペデスタル（ドライウェル部）に注水することにより，原子炉格納容器下部のペデスタル（ドラウェル部）の床面に落下した溶融炉心を冷却し，溶融炉心・コンクリート相互作用を抑制し，溶融炉心がペデスタル（ドラウェル部）の床面の貫通及び壁面への接触を防止できる設計とする。

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

西側淡水貯水設備は，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，可搬型代替注水中型ポンプにより西側淡水貯水設備の水を残留熱除去系配管又は低圧炉心スプレイ系配管を介して原子炉圧力容器へ注水することで，原子炉格納容器下部のペデスタル（ドライウェル部）の床面に溶融炉心が落下するのを遅延又は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圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）として使用する西側淡水貯水設備は，以下の機能を有する。

西側淡水貯水設備は，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。

また，西側淡水貯水設備は，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内における水素による爆発による破損を防止する必要がある場合に，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。

これらの系統構成は，原子炉格納容器の破損を防止するために設置するフィルタ装置のスクラビング水の水位が低下した場合において，西側淡水貯水設備を水源として可搬型代替注水中型ポンプと接続口を可搬型ホースで接続し，格納容器圧力逃がし装置の補給水配管を介してフィルタ装置に水を補給することにより，スクラビング水の水位を維持できる設計とする。

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替水源供給設備），原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（代替水源供給設備）及び非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替水源供給設備），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（代替水源供給設備）及び圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（代替水源供給設備）として使用する西側淡水貯水設備は，以下の機能を有する。

西側淡水貯水設備は，設計基準事故の収束に必要な水源とは別に，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて，発電用原子炉施設には，設計基準事故等対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は，海（ＳＡ用海水ピット）を水源とした可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプより，可搬型ホースを介して西側淡水貯水設備へ補給することで，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給できる設計とする。

1.　容量の設定根拠

西側淡水貯水設備を重大事故等時において使用する場合の容量において，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資料十）で想定する事故シーケンスグループのうち，西側淡水貯水設備の使用水量が最も多くなる事故シーケンスグループは，全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）であり，その淡水使用量は7日間で約2160 m^3であるため，それを上回る4300 m^3/個以上とする。

公称値については，要求される容量4300 m^3/個を上回る5000 m^3/個とする。

2.　最高使用圧力の設定根拠

西側淡水貯水設備を重大事故等時において使用する場合の圧力は，西側淡水貯水設備が大気開放であることから静水頭とする。

3.　最高使用温度の設定根拠

西側淡水貯水設備を重大事故等時において使用する場合の温度は，外気の温度*を上回る値として66 ℃とする。

注記　＊：外気の温度は，原子炉設置変更許可申請書添付書類六に示す東海第二発電所における日最高気温である７月の 38.4℃（水戸地方気象台 38.4 ℃（７月），銚子地方気象台 35.3 ℃（８月），小名浜特別地域気象観測所 37.7 ℃（８月）とする。

4.　個数の設定根拠

西側淡水貯水設備の貯水量が 4300 m^3 以上であれば，貯水設備内の水が枯渇する前に代替淡水源又は海水の補給が可能となり，低圧代替注水を中断することなく実施可能であるため，西側淡水貯水設備の個数は１個とする。

Ⅴ-1-1-4-3-30　設定根拠に関する説明書

（低圧代替注水系　主配管（常設））

名称		代替淡水貯槽 ～ 常設低圧代替注水系ポンプ
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
外　　　　径	mm	216.3，318.5

【設定根拠】

（概要）

本配管は，代替淡水貯槽から常設低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，代替淡水貯槽から常設低圧代替注水系ポンプ A，B に淡水又は海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淡水貯槽の使用圧力と同じ静水頭とする。

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淡水貯槽の使用温度と同じ 66 ℃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，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，216.3 mm，318.5 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)
216.3	8.2	200	0.03138			
318.5	10.3	300	0.06970			

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		常設低圧代替注水系ポンプ ～ 低圧代替注水系配管合流点
最高使用圧力	MPa	3.14
最高使用温度	℃	66
外径	mm	165.2，216.3，267.4

【設定根拠】

（概要）

本配管は，常設低圧代替注水系ポンプから低圧代替注水系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，重大事故等時に常設低圧代替注水系ポンプにより淡水又は海水を原子炉圧力容器，格納容器スプレイヘッダ，使用済燃料プール又は原子炉格納容器下部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常設低圧代替注水系ポンプの使用圧力と同じ3.14 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常設低圧代替注水系ポンプの使用温度と同じ66 ℃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，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，216.3 mm，267.4 mmとする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m^2)	流量 D (m^3/h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791			
216.3	8.2	200	0.03138			
216.3	12.7	200	0.02862			
267.4	9.3	250	0.04862			

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		低圧代替注水系配管合流点 ～ 代替格納容器スプレイ冷却系配管Ｂ系分岐点
最 高 使 用 圧 力	MPa	3.14
最 高 使 用 温 度	℃	66
外 径	mm	216.3，267.4

【設定根拠】

（概要）

本配管は，低圧代替注水系配管合流点から代替格納容器スプレイ冷却系配管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，重大事故等時に常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型代替注水中型ポンプにより淡水又は海水を原子炉圧力容器，格納容器スプレイヘッダ，使用済燃料プール又は原子炉格納容器下部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常設低圧代替注水系ポンプの使用圧力と同じ 3.14 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常設低圧代替注水系ポンプの使用温度と同じ 66 ℃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，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，216.3 mm，267.4 mm とする。

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

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		代替格納容器スプレイ冷却系配管Ｂ系分岐点 ～ 格納容器下部注水系配管分岐点
最高使用圧力	MPa	3.14
最高使用温度	℃	66
外径	mm	165.2，216.3，267.4

【設定根拠】

（概要）

本配管は，代替格納容器スプレイ冷却系配管Ｂ系分岐点から格納容器下部注水系配管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，重大事故等時に常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型代替注水中型ポンプにより淡水又は海水を原子炉圧力容器，使用済燃料プール又は原子炉格納容器下部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常設低圧代替注水系ポンプの使用圧力と同じ 3.14 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常設低圧代替注水系ポンプの使用温度と同じ 66 ℃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，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，216.3 mm，267.4 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m^2)	流量 D (m^3/h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791	[redacted]		
216.3	8.2	200	0.03138			
267.4	9.3	250	0.04862			

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		格納容器下部注水系配管分岐点 ～ 代替燃料プール注水系及び低圧代替注水系配管分岐点
最 高 使 用 圧 力	MPa	3.14
最 高 使 用 温 度	℃	66
外　　　　　　径	mm	216.3

【設定根拠】

（概要）

本配管は，格納容器下部注水系配管分岐点から代替燃料プール注水系及び低圧代替注水系配管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，重大事故等時に常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型代替注水中型ポンプにより淡水又は海水を原子炉圧力容器又は使用済燃料プール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常設低圧代替注水系ポンプの使用圧力と同じ 3.14 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常設低圧代替注水系ポンプの使用温度と同じ 66 ℃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，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，216.3 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* 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		代替燃料プール注水系及び低圧代替注水系配管分岐点 ～ 低圧代替注水系残留熱除去系配管C系合流点
最高使用圧力	MPa	3.14，3.45
最高使用温度	℃	66，148
外径	mm	114.3，216.3

【設定根拠】
(概要)

本配管は，代替燃料プール注水系及び低圧代替注水系配管分岐点から低圧代替注水系残留熱除去系配管C系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，重大事故等時に常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型代替注水中型ポンプにより淡水又は海水を原子炉圧力容器へ注水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 3.14 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常設低圧代替注水系ポンプの使用圧力と同じ3.14 MPaとする。

1.2 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主配管「低圧代替注水系残留熱除去系配管C系合流点～C系統低圧注水系配管分岐点」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

2.1 最高使用温度 66 ℃

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常設低圧代替注水系ポンプの使用温度と同じ66 ℃とする。

2.2 最高使用温度 148 ℃

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「低圧代替注水系残留熱除去系配管C系合流点～C系統低圧注水系配管分岐点」の使用温度と同じ148 ℃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，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，114.3 mm，216.3 mmとする。

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)
114.3	6.0	100	0.00822			
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		原子炉建屋西側接続口 ～ 高所接続口配管合流点
最高使用圧力	MPa	1.40
最高使用温度	℃	66
外径	mm	216.3，267.4

【設定根拠】

（概要）

本配管は，原子炉建屋西側接続口から高所接続口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，重大事故等時に可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型代替注水中型ポンプにより淡水又は海水を原子炉圧力容器，格納容器スプレイ，使用済燃料プール又は原子炉格納容器下部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可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプの使用圧力と同じ 1.40 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淡水貯槽の使用温度と同じ 66 ℃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，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，216.3 mm，267.4 mm とする。

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

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		高所接続口配管合流点 ～ 低圧代替注水系配管合流点
最高使用圧力	MPa	1.40，3.14
最高使用温度	℃	66
外径	mm	267.4

【設定根拠】

（概要）

本配管は，高所接続口配管合流点から低圧代替注水系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，重大事故等時に可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型代替注水中型ポンプにより淡水又は海水を原子炉圧力容器，格納容器スプレイ，使用済燃料プール又は原子炉格納容器下部へ注水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　1.40 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可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプの使用圧力と同じ 1.40 MPa とする。

1.2　最高使用圧力　3.14 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常設低圧代替注水系ポンプの使用圧力と同じ 3.14 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淡水貯槽の使用温度と同じ 66 ℃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，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，267.4 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m^2)	流量 D (m^3/h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
267.4	9.3	250	0.04862			
267.4	15.1	250	0.04419			

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。

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

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

NT2 補① V-1-1-4-3-30 R2

名称		原子炉建屋東側接続口 ～ 低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管分岐点
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.40
最 高 使 用 温 度	℃	66
外　　　　　　径	mm	139.8, 216.3

【設定根拠】

（概要）

本配管は，原子炉建屋東側接続口から低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管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，重大事故等時に可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型代替注水中型ポンプにより淡水又は海水を原子炉圧力容器，格納容器スプレイ，使用済燃料プール又は原子炉格納容器下部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可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプの使用圧力と同じ 1.40 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淡水貯槽の使用温度と同じ 66 ℃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，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，139.8 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^2)	流量 D (m^3/h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
139.8	6.6	125	0.01259			
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		低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管分岐点 ～ 低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管合流点
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.40, 4.14
最 高 使 用 温 度	℃	66, 148
外 径	mm	114.3, 139.8, 216.3

【設定根拠】

（概要）

本配管は，低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管分岐点から低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系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，重大事故等時に可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型代替注水中型ポンプにより淡水又は海水を原子炉圧力容器へ注水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 1.40 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可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプの使用圧力と同じ 1.40 MPa とする。

1.2 最高使用圧力 4.14 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低圧炉心スプレイ系主配管「低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管合流点～弁 E12-F005」の使用圧力と同じ 4.14 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 最高使用温度 66 ℃

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淡水貯槽の使用温度と同じ 66 ℃とする。

2.2 最高使用温度 148 ℃

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低圧炉心スプレイ系主配管「低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管合流点～弁 E12-F005」の使用温度と同じ 148 ℃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，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，139.8 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^2)	流量 D (m^3/h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	6.0	100	0.00822			
139.8	6.6	125	0.01259			
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		高所西側接続口及び高所東側接続口 ～ 高所接続口配管合流点
最高使用圧力	MPa	1.40
最高使用温度	℃	66
外径	mm	216.3

【設定根拠】

（概要）

本配管は，高所西側接続口及び高所東側接続口から高所接続口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，重大事故等時に可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型代替注水中型ポンプにより淡水又は海水を原子炉圧力容器，格納容器スプレイ，使用済燃料プール又は原子炉格納容器下部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可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプの使用圧力と同じ 1.40 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淡水貯槽の使用温度と同じ 66 ℃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，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，216.3 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* 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。

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

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

Ｖ-1-1-4-3-31　設定根拠に関する説明書

（低圧代替注水系　主配管（可搬型））

名　　称		取水用5mホース
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.4
最 高 使 用 温 度	℃	60
外　　　　　径	—	250 A
個　　　　　数	—	24（予備 18）

【設定根拠】

（概要）

本ホースは,代替淡水貯槽又はＳＡ用海水ピットと可搬型代替注水大型ポンプを接続するホースであり，重大事故等対処設備として，淡水又は海水を可搬型代替注水大型ポンプに供給するために設置する。

1.　最高使用圧力の設定根拠

本ホース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淡水貯槽の使用圧力が静水頭であることから，それを上回る 1.4 MPa とする。

2.　最高使用温度の設定根拠

本ホース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）において有効性を確認している代替淡水源の最高温度 35 ℃及び海水の最高温度 32 ℃を上回る 60 ℃とする。

3.　外径の設定根拠

本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は,本ホースは淡水及び海水を使用するため，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの海水系配管実績に基づいた標準流速を目安に選定する。

以上より，本ホースの外径は 300 A 以上を選定することになるが，実績を参考に圧力損失上許容できる 250 A とする。

呼び径 (A)	内径 A (mm)	流路面積 B (m^2)	流量 C (m^3/h)	流速 D (m/s)	標準流速 (m/s)
250	250	0.049			
300	300	0.071			

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。

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

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

4.　個数の設定根拠

本ホースは，重大事故等対処設備として代替淡水貯槽又はＳＡ用海水ピットより淡水又は海水を可搬型代替注水大型ポンプへ供給するために必要な本数であり，発電用原子炉等への注水に使用する場合に必要な 6 本を 2 セット，原子炉建屋へ放水する場合に必要な 12 本を 1 セットの合計 24 本に，本ホースは保守点検中にも使用可能であるため，保守点検による待機除外時のバックアップ用は考慮せずに，故障時のバックアップ用として予備 18 本とし，分散して保管する。

名　　　称		送水用5m，10m，50mホース
最高使用圧力	MPa	1.4
最高使用温度	℃	60
外　　　径	－	200 A
個　　　数	－	136（予備6）

【設定根拠】

（概要）

本ホースは，可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型代替注水中型ポンプと原子炉建屋西側接続口，原子炉建屋東側接続口，高所西側接続口，高所東側接続口又はフィルタ装置スクラビング水補給水ライン接続口を接続するホースであり，重大事故等対処設備として，淡水又は海水を可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型代替注水中型ポンプより各系統の配管を介して発電用原子炉等へ送水するために設置する。

本ホースは，可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型代替注水中型ポンプと代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備を接続するホースであり，重大事故等対処設備として，海水を代替淡水貯槽に，淡水又は海水を西側淡水貯水設備へ補給するために設置する。

1.　最高使用圧力の設定根拠

本ホースを重大事故等時において使用する場合の圧力は，可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプの重大事故等時における使用圧力と同じ1.4 MPaとする。

2.　最高使用温度の設定根拠

本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は，可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプの重大事故等時における使用温度40 ℃を上回る60 ℃とする。

3.　外径の設定根拠

本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は，本ホースは淡水及び海水を使用するため，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの海水系配管実績に基づいた標準流速を目安に選定する。

以上より，本ホースの外径は200 Aとする。

呼び径 (A)	内径 A (mm)	流路面積 B (m^2)	流量 C (m^3/h)	流速* D (m/s)	標準流速 (m/s)
200	200	0.032			

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。

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

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

4.　個数の設定根拠

本ホースの本数が最大となるのは，代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉建屋東側接続口を使用した原子炉圧力容器等への注水と，西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替中型ポンプにより代替淡水貯槽への水の補給を組み合せた場合である。必要本数はそれぞれ，可搬型代替注水大型ポンプから原子炉建屋東側接続口に接続するために必要な 54 本（5 m：12 本，10 m：9 本，50 m:33 本）に，可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への水の補給に必要な 14 本（5 m：4 本，10 m：3 本，50 m：7 本）を加えた 68 本を 2 セット合計 136 本に，本ホースは保守点検中にも使用可能であるため，保守点検による待機除外時のバックアップ用は考慮せずに，故障時のバックアップ用として予備を各 2 本ずつ合計 6 本とし，分散して保管する。

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		
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		

8826

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	

8827

工事計画認可申請	第 4-4-4 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（4／4）
日本原子力発電株式会社	

8827

工事計画認可申請	第 4-4-7-1 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 （低圧代替注水系）に係る 主配管の配置を明示した図面（1／13）
日本原子力発電株式会社	

8816

工事計画認可申請	第 4-4-7-2 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 （低圧代替注水系）に係る 主配管の配置を明示した図面（2／13）
日本原子力発電株式会社	

8816

工事計画認可申請	第 4-4-7-3 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 （低圧代替注水系）に係る 主配管の配置を明示した図面（3／13）
日本原子力発電株式会社	

8816

工事計画認可申請	第 4-4-7-4 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 （低圧代替注水系）に係る 主配管の配置を明示した図面（4／13）
日本原子力発電株式会社	

8816

工事計画認可申請	第 4-4-7-5 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 （低圧代替注水系）に係る 主配管の配置を明示した図面（5／13）
日本原子力発電株式会社	

8816

工事計画認可申請	第 4-4-7-6 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 （低圧代替注水系）に係る 主配管の配置を明示した図面（6／13）
日本原子力発電株式会社	

8816

工事計画認可申請	第 4-4-7-7 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 （低圧代替注水系）に係る 主配管の配置を明示した図面（7／13）
日本原子力発電株式会社	

8816

工事計画認可申請	第 4-4-7-8 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 （低圧代替注水系）に係る 主配管の配置を明示した図面（8／13）
日本原子力発電株式会社	

8816

工事計画認可申請	第 4-4-7-9 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 （低圧代替注水系）に係る 主配管の配置を明示した図面（9／13）
日本原子力発電株式会社	

8816

工事計画認可申請	第 4-4-7-10 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 （低圧代替注水系）に係る 主配管の配置を明示した図面（10／13）
日本原子力発電株式会社	

8816

工事計画認可申請	第 4-4-7-11 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 （低圧代替注水系）に係る 主配管の配置を明示した図面（11／13）
日本原子力発電株式会社	

8816

第 4-4-7-1 図～第 4-4-7-11 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（低圧代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面　別紙

工事計画記載の公称値の許容範囲

管NO.1*1

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	318.5	±0.8 ％	ＪＩＳ　Ｇ　３４５６による材料公差
厚さ	10.3	±12.5 ％	同上

管NO.1*1 － 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	318.5	＋4.0 mm －3.2 mm	ＪＩＳ　Ｂ　２３１２による材料公差
厚さ	10.3	＋規定しない －12.5 ％	同上

管NO.2*1

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	318.5	±1.0 ％	ＪＩＳ　Ｇ　３４５９による材料公差
厚さ	10.3	±12.5 ％	同上

管NO.3*1

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	216.3	±0.8 ％	ＪＩＳ　Ｇ　３４５６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.3*1 - 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	216.3	＋2.4 mm －1.6 mm	ＪＩＳ　Ｂ　２３１２による材料公差
厚さ	8.2	＋規定しない －12.5 %	同上

管NO.4*1

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	165.2	±1.6 mm	ＪＩＳ　Ｇ　３４５６による材料公差
厚さ	7.1	±12.5 %	同上

管NO.4*1 - 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	165.2	＋2.4 mm －1.6 mm	ＪＩＳ　Ｂ　２３１２による材料公差
厚さ	7.1	＋規定しない －12.5 %	同上

管NO.5*1

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	216.3	±0.8 %	ＪＩＳ　Ｇ　３４５６による材料公差
厚さ	8.2	±12.5 %	同上

管NO.5*1 - 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	216.3	＋2.4 mm －1.6 mm	ＪＩＳ　Ｂ　２３１２による材料公差
厚さ	8.2	＋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.6*[1]

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	216.3	±1.0 %	ＪＩＳ　Ｇ　３４５９による材料公差
厚さ	12.7	±12.5 %	同上

管NO.7*[1]

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	267.4	±0.8 %	ＪＩＳ　Ｇ　３４５６による材料公差
厚さ	9.3	±12.5 %	同上

管NO.7*[1] – 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	267.4	＋4.0 mm －3.2 mm	ＪＩＳ　Ｂ　２３１２による材料公差
厚さ	9.3	＋規定しない －12.5 %	同上

管NO.8*[1]

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	114.3	±1.0 %	ＪＩＳ　Ｇ　３４５６による材料公差
厚さ	6.0	±12.5 %	同上

管NO.8*[1] – 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	114.3	±1.6 mm	ＪＩＳ　Ｂ　２３１２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*[1]

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	216.3	±0.8 %	ＪＩＳ　Ｇ　３４５６による材料公差
厚さ	8.2	±12.5 %	同上

管NO.9*[1] － 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	216.3	＋2.4 mm －1.6 mm	ＪＩＳ　Ｂ　２３１２による材料公差
厚さ	8.2	＋規定しない －12.5 %	同上

管NO.10*[1]

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	216.3	±0.8 %	ＪＩＳ　Ｇ　３４５６による材料公差
厚さ	8.2	±12.5 %	同上

管NO.10*[1] － 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	216.3	＋2.4 mm －1.6 mm	ＪＩＳ　Ｂ　２３１２による材料公差
厚さ	8.2	＋規定しない －12.5 %	同上

管NO.11*[1]

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	267.4	±0.8 %	ＪＩＳ　Ｇ　３４５６による材料公差
厚さ	9.3	±12.5 %	同上

工事計画記載の公称値の許容範囲（続き）

管NO.11*1 – 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	267.4	＋4.0 mm －3.2 mm	ＪＩＳ　Ｂ　２３１２による材料公差
厚さ	9.3	＋規定しない －12.5 %	同上

管NO.12*1

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	267.4	±1.0 %	ＪＩＳ　Ｇ　３４５９による材料公差
厚さ	15.1	±12.5 %	同上

管NO.13*1

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	139.8	±1.0 %	ＪＩＳ　Ｇ　３４５６による材料公差
厚さ	6.6	±12.5 %	同上

管NO.13*1 – 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	139.8	＋2.4 mm －1.6 mm	ＪＩＳ　Ｂ　２３１２による材料公差
厚さ	6.6	＋規定しない －12.5 %	同上

管NO.14*1

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	114.3	±1.0 %	ＪＩＳ　Ｇ　３４５６による材料公差
厚さ	6.0	±12.5 %	同上

工事計画記載の公称値の許容範囲（続き）

管NO.14*[1] – 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	114.3	±1.6 mm	ＪＩＳ　Ｂ　２３１２による材料公差
厚さ	6.0	＋規定しない －12.5 %	同上

管NO.15*[1]

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	139.8	±1.0 %	ＪＩＳ　Ｇ　３４５６による材料公差
厚さ	6.6	±12.5 %	同上

管NO.15*[1] – 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	139.8	＋2.4 mm －1.6 mm	ＪＩＳ　Ｂ　２３１２による材料公差
厚さ	6.6	＋規定しない －12.5 %	同上

管NO.16*[1] – 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	216.3	＋2.4 mm －1.6 mm	ＪＩＳ　Ｂ　２３１２による材料公差
厚さ	8.2	＋規定しない －12.5 %	同上

管NO.17*[1]

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	216.3	±0.8 %	ＪＩＳ　Ｇ　３４５６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）

伸縮継手NO.E1，E2*[2]

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	421.0		製造能力，製造実績を考慮したメーカ基準
厚さ	1.0		同上

伸縮継手NO.E3*[2]

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	273.0		製造能力，製造実績を考慮したメーカ基準
厚さ	1.5		同上

伸縮継手NO.E4*[2]

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	273.0		製造能力，製造実績を考慮したメーカ基準
厚さ	0.8		同上

伸縮継手NO.E5*[2]

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	343.0		製造能力，製造実績を考慮したメーカ基準
厚さ	2.0		同上

工事計画記載の公称値の許容範囲（続き）

伸縮継手NO. E6*2

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	353.0		製造能力，製造実績を考慮したメーカ基準
厚さ	0.8		同上

注　：主要寸法は，工事計画記載の公称値を示す。

注記　＊1：管の強度計算書の管 NO. を示す。

＊2：伸縮継手の強度計算書の伸縮継手 NO. を示す。

工事計画認可申請	第 4-4-7-12 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 （低圧代替注水系）に係る 主配管の配置を明示した図面（12／13）
日本原子力発電株式会社	

8606

工事計画認可申請	第 4-4-7-13 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 （低圧代替注水系）に係る 主配管の配置を明示した図面（13／13）	
日本原子力発電株式会社		

8727

第 4-4-7-12 図～第 4-4-7-13 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（低圧代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面　別紙

工事計画記載の公称値の許容範囲

管NO.18*2

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	216.3	±1 ％	ＪＩＳ　Ｇ　３４５９による材料公差
厚さ	8.2	±12.5 ％	同上

管NO.18*1- 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	216.3	＋2.4 mm －1.6 mm	ＪＩＳ　Ｂ　２３１２による材料公差
厚さ	8.2	＋規定しない －12.5 ％	同上

伸縮継手NO. E7, E12*2

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	303.0		製造能力,製造実績を考慮したメーカ基準
厚さ	1.2		同上

伸縮継手NO.E9, E10*2

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	307.0		製造能力,製造実績を考慮したメーカ基準
厚さ	1.5		同上

工事計画記載の公称値の許容範囲（続き）

伸縮継手NO. E11[*2]

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	303.0		製造能力，製造実績を考慮したメーカ基準
厚さ	1.5		同上

注　：主要寸法は，工事計画記載の公称値を示す。

注記　＊1：管の強度計算書の管NO. を示す。

　　　＊2：伸縮継手の強度計算書の伸縮継手NO. を示す。

NT2 補② 公差表 R1E

工事計画認可申請	第 4-4-7-14 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 （低圧代替注水系）の系統図（1／10） （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 4-4-7-15 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 （低圧代替注水系）の系統図（2／10） （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 4-4-7-16 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 （低圧代替注水系）の系統図（3／10） （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 4-4-7-17 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 （低圧代替注水系）の系統図（4／10） （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 4-4-7-18 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 （低圧代替注水系）の系統図（5／10） （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 4-4-7-19 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 （低圧代替注水系）の系統図（6／10） （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 4-4-7-20 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 （低圧代替注水系）の系統図（7／10） （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 4-4-7-21 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 （低圧代替注水系）の系統図（8／10） （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 4-4-7-22 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 （低圧代替注水系）の系統図（9／10） （設計基準対象設備）
日本原子力発電株式会社	

8827

工事計画認可申請	第 4-4-7-23 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 （低圧代替注水系）の系統図（10／10） （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 4-4-7-24 図
東海第二発電所	
名称	原子炉冷却系統設 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) の構造図 常設低圧代替注水系ポンプ
日本原子力発電株式会社	

第 4-4-7-24 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（低圧代替注水系）の構造図　常設低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	199.9		製造能力，製造実績を考慮したメーカ基準
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	2291		同上
高さ	1520		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 4-4-7-25 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 （低圧代替注水系）の構造図 可搬型代替注水大型ポンプ
日本原子力発電株式会社	

8607

第 4-4-7-25 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（低圧代替注水系）の構造図　可搬型代替注水大型ポンプ　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	300		製造能力，製造実績を考慮したメーカ基準
吐出口径	250		製造能力，製造実績を考慮したメーカ基準
たて	1050		製造能力，製造実績を考慮したメーカ基準
横	1280		製造能力，製造実績を考慮したメーカ基準
高さ	525		製造能力，製造実績を考慮したメーカ基準
車両全長	11920	―	概略寸法のため規定しない
車両全幅	2490	―	概略寸法のため規定しない
車両高さ	3470	―	概略寸法のため規定しない

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 4-4-7-26 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 （低圧代替注水系）の構造図 可搬型代替注水中型ポンプ
日本原子力発電株式会社	

8607

第 4-4-7-26 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（低圧代替注水系）の構造図　可搬型代替注水中型ポンプ　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	160		製造能力，製造実績を考慮したメーカ基準
吐　出　口　径	160		製造能力，製造実績を考慮したメーカ基準
た　　　　て	467		製造能力，製造実績を考慮したメーカ基準
横	213		製造能力，製造実績を考慮したメーカ基準
高　　　　さ	195		製造能力，製造実績を考慮したメーカ基準
車　両　全　長	8260	－	概略寸法のため規定しない
車　両　全　幅	2490	－	概略寸法のため規定しない
車　両　高　さ	3430	－	概略寸法のため規定しない

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 4-4-7-27 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 (低圧代替注水系)の構造図 代替淡水貯槽
日本原子力発電株式会社	

8802

第 4-4-7-27 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（低圧代替注水系）の構造図　代替淡水貯槽　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
内　　径	20000	＋規定しない －30 mm	土木工事共通仕様書
高　　さ	21500	±30 mm	同上
壁厚さ	3000	＋規定しない －20 mm	同上
床厚さ	3000	＋規定しない －20 mm	同上

注　：主要寸法は，工事計画記載の公称値を示す。

NT2 補② 公差表 R1E

工事計画認可申請書	第 4-4-7-28 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 （低圧代替注水系）の構造図 西側淡水貯水設備
日 本 原 子 力 発 電 株 式 会 社	

第 4-4-7-28 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（低圧代替注水系）の構造図　西側淡水貯水設備　別紙

工事計画記載の公称値の許容範囲

主要寸法 (㎜)		許容範囲	根　　　拠
た　　　て	51500	＋規定しない －30 ㎜	土木工事共通仕様書
横	40000	＋規定しない －30 ㎜	同上
高　　　さ	5000	±30 ㎜	同上
壁厚さ（東西側）	2500	＋規定しない －20 ㎜	同上
壁厚さ（南北側）	3000	＋規定しない －20 ㎜	同上
床厚さ	3000	＋規定しない －20 ㎜	同上

注　：主要寸法は，工事計画記載の公称値を示す。