

VI-1-1-4 取水口及び放水口に関する説明書

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	2
3. 取水口, 取水管及び取水槽	3
4. 放水口	18

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 33 条、第 62～66 条及び第 69～71 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき、取水口、取水管、取水槽、放水路及び放水口の機能、位置及び構造について説明するものである。

なお、技術基準規則第 4 条「設計基準対象施設の地盤」、第 5 条「地震による損傷の防止」、第 49 条「重大事故等対処施設の地盤」及び第 50 条「地震による損傷の防止」への適合性については、耐震設計に関する内容であるため、添付書類VI-2「耐震性に関する説明書」に示す。また、技術基準規則第 6 条「津波による損傷の防止」及び第 51 条「津波による損傷の防止」への適合性については、基準津波に対する機能維持に関する内容であるため、添付書類VI-1-1-3-2「津波への配慮に関する説明書」及び添付書類VI-3「強度に関する説明書」に示す。

2. 基本方針

通常運転時等においては、設計基準対象施設である復水器の冷却用海水、原子炉補機の冷却用海水及びタービン補機の冷却用海水は、取水口から取水管を経て取水槽に導かれ、循環水ポンプ、原子炉補機海水ポンプ及びタービン補機海水ポンプを使用して取水し、復水器、原子炉補機冷却系熱交換器及びタービン補機冷却系熱交換器を冷却後、放水路を経て放水口まで導き、外海に放水できる設計とする。

設計基準事故時又は重大事故等時においては、技術基準規則第 33 条及び第 63 条並びにそれらの解釈に基づき、最終ヒートシンクへ熱を輸送することが要求されており、海水を取水するために、原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの流路として取水口、取水管及び取水槽を使用する設計とする。冷却に使用した海水は、放水路及び放水口を使用し放水する設計とする。

重大事故等時は、技術基準規則第 62～66 条及び第 69～71 条並びにその解釈に基づき、取水槽を可搬型重大事故等対処設備の取水箇所とし、想定される重大事故等の収束までの間、海を水源として十分な水量を供給できる設計とする。

3. 取水口、取水管及び取水槽

取水口は、輪谷湾に設置する。海水は、取水口から取水管を経て、取水槽に導かれ、循環水ポンプ、原子炉補機海水ポンプ、タービン補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレー補機海水ポンプにより海水を取水する。

取水口、取水管及び取水槽は、通常運転時等に取水した海水を復水器、原子炉補機冷却系熱交換器及びタービン補機冷却系熱交換器の冷却水として使用するための流路として設計する。復水器の冷却用海水は循環水ポンプにより供給し、その容量は $67400\text{m}^3/\text{h} \times 3$ 個（通常運転時 3 個運転）である。原子炉補機冷却系熱交換器の冷却用海水は原子炉補機海水ポンプにより供給し、その容量は $2040\text{m}^3/\text{h} \times 4$ 個（通常運転時 2 個運転、2 個予備）である。タービン補機冷却系熱交換器の冷却用海水はタービン補機海水ポンプにより供給し、その容量は $2100\text{m}^3/\text{h} \times 3$ 個（通常運転時 2 個運転、1 個予備）である。

また、取水口、取水管及び取水槽は、設計基準事故時又は重大事故等時に取水した海水を原子炉補機冷却系熱交換器及び高圧炉心スプレー補機冷却系熱交換器に冷却水として使用するための流路として設計する。原子炉補機冷却系熱交換器の冷却用海水は原子炉補機海水ポンプにより供給し、その容量は $2040\text{m}^3/\text{h} \times 1$ 個（設計基準事故時又は重大事故等時 1 個運転）である。高圧炉心スプレー補機冷却系熱交換器の冷却用海水は高圧炉心スプレー補機海水ポンプにより供給し、その容量は $336\text{m}^3/\text{h} \times 1$ 個（設計基準事故時又は重大事故等時 1 個運転）である。

重大事故等時には、残留熱除去系等を冷却するために使用する移動式代替熱交換設備又は残留熱除去系熱交換器の冷却用海水は大型送水ポンプ車により供給し、その容量は $1800\text{m}^3/\text{h} \times 1$ 個（重大事故等時 1 個運転）である。放射性物質の大気への拡散抑制又は航空機燃料火災への泡消火対応として、大型送水ポンプ車により原子炉建物への放水を行い、その容量は $1800\text{m}^3/\text{h} \times 1$ 個（重大事故等時 1 個運転）である。重大事故等の収束に必要な水源へ大量送水車により海水を供給し、その容量は $168\text{m}^3/\text{h} \times 2$ 個（重大事故等時海水取水用 1 個、送水用 1 個運転）である。

取水口、取水管及び取水槽は、非常用取水設備と位置付け、重大事故等時に使用することから重大事故等対処設備として設計する。

また、取水槽には異物の流入防止としてバケット型スクリーンを設ける。

表 3-1～表 3-3 に取水口、取水管及び取水槽の主要仕様を示す。

取水口及び放水口に関する施設の位置図を図 3-1、取放水に関する海水等流路系統概要図を図 3-2～図 3-8 に、取水口、取水管及び取水槽の構造図を図 3-9～図 3-12 に示す。

表 3-1 取水口の主要仕様

種 類		鋼製円筒管
主要寸法	内径	8000 mm
材 料		SS400 (SS41)

表 3-2 取水管の主要仕様

種 類		鋼管
主要寸法	内径	<input type="text"/> mm
材 料		SS400 (SS41)

表 3-3 取水槽の主要仕様

種 類		鉄筋コンクリート函渠
主要寸法	たて	47250 mm
	横	28500 mm
	深さ	9900 mm
材 料		鉄筋コンクリート

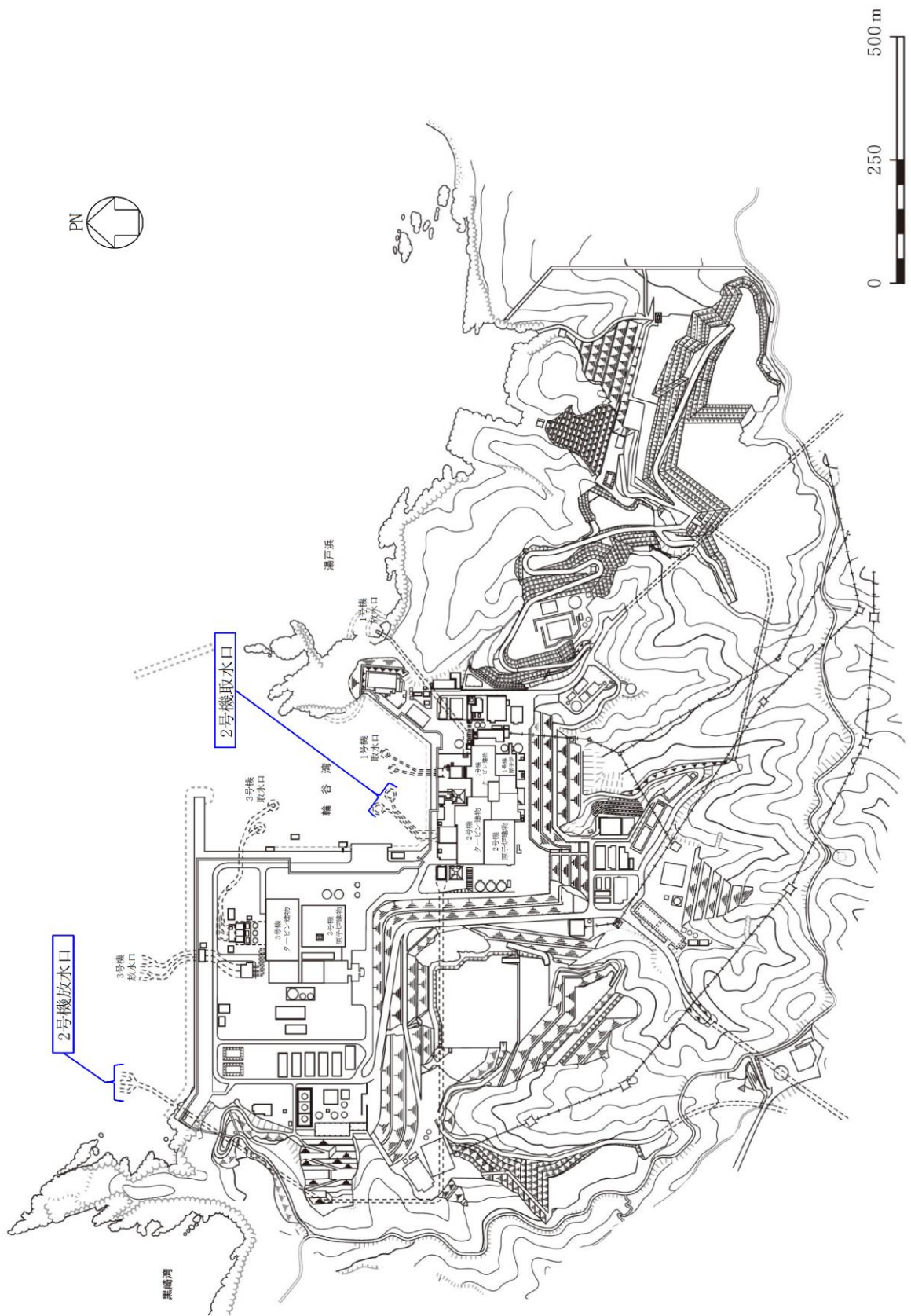


図 3-1 取水口及び放水口に関する施設の位置図

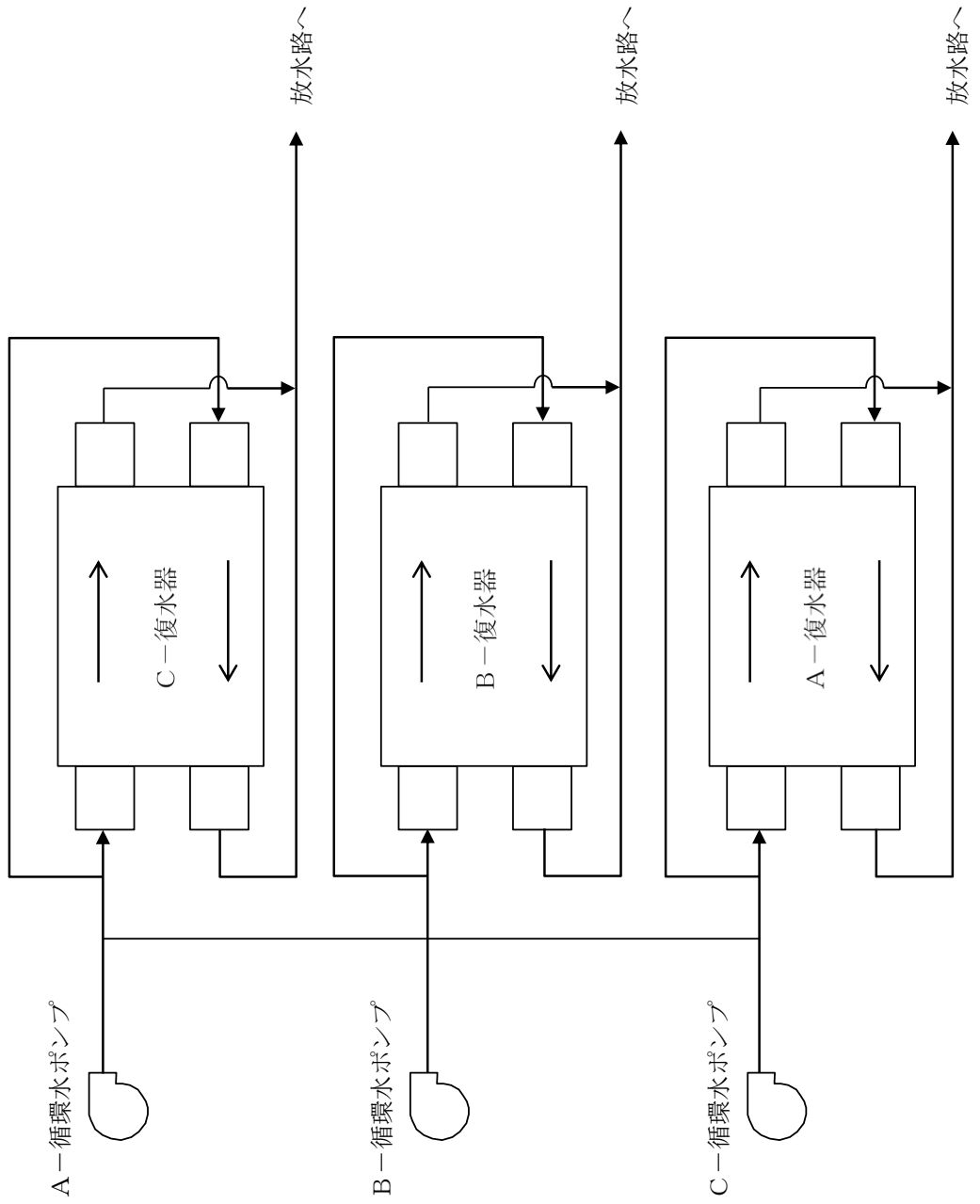


図 3-2 循環水系系統概要図

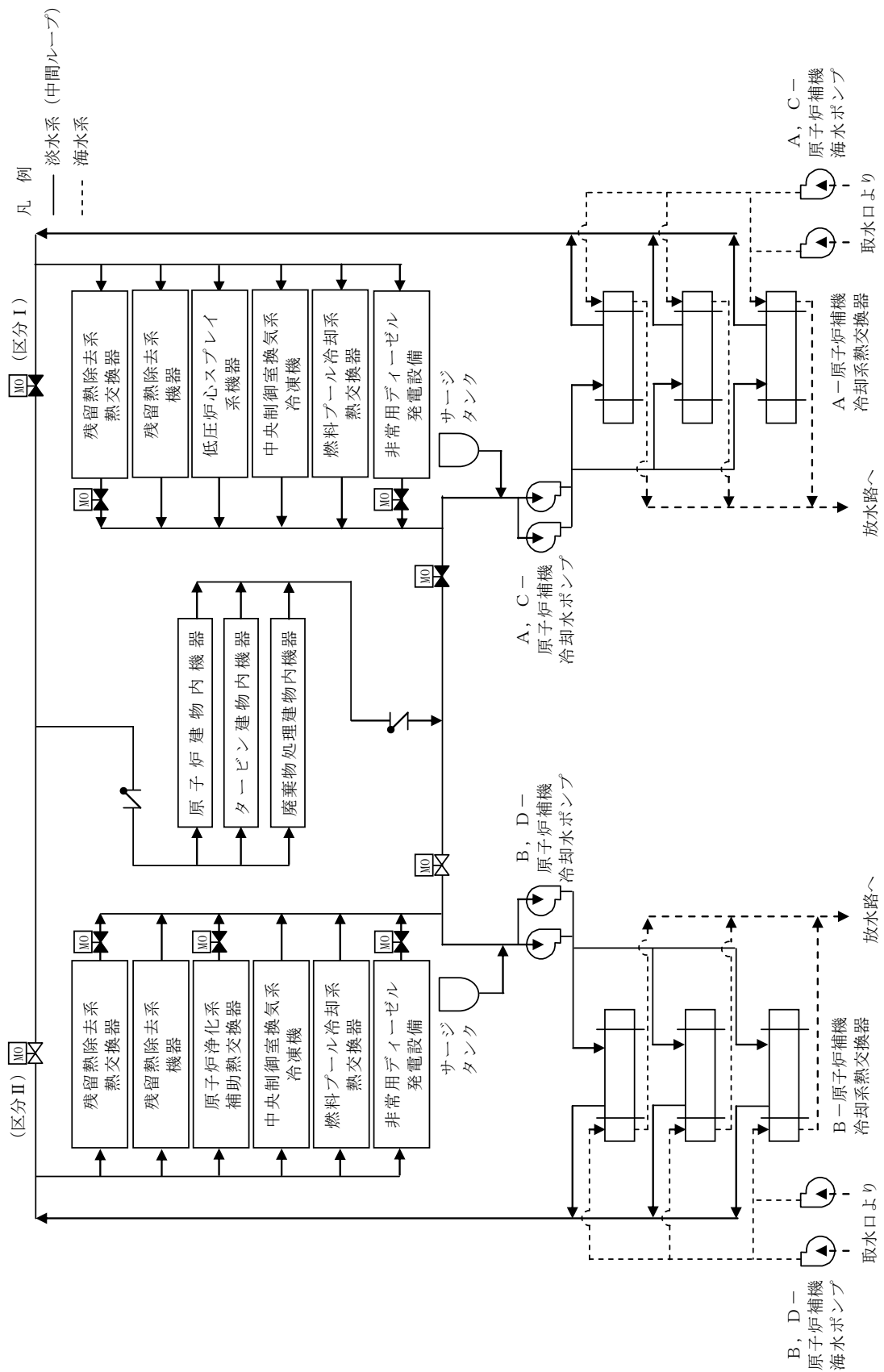


図 3-3 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) 系統概要図

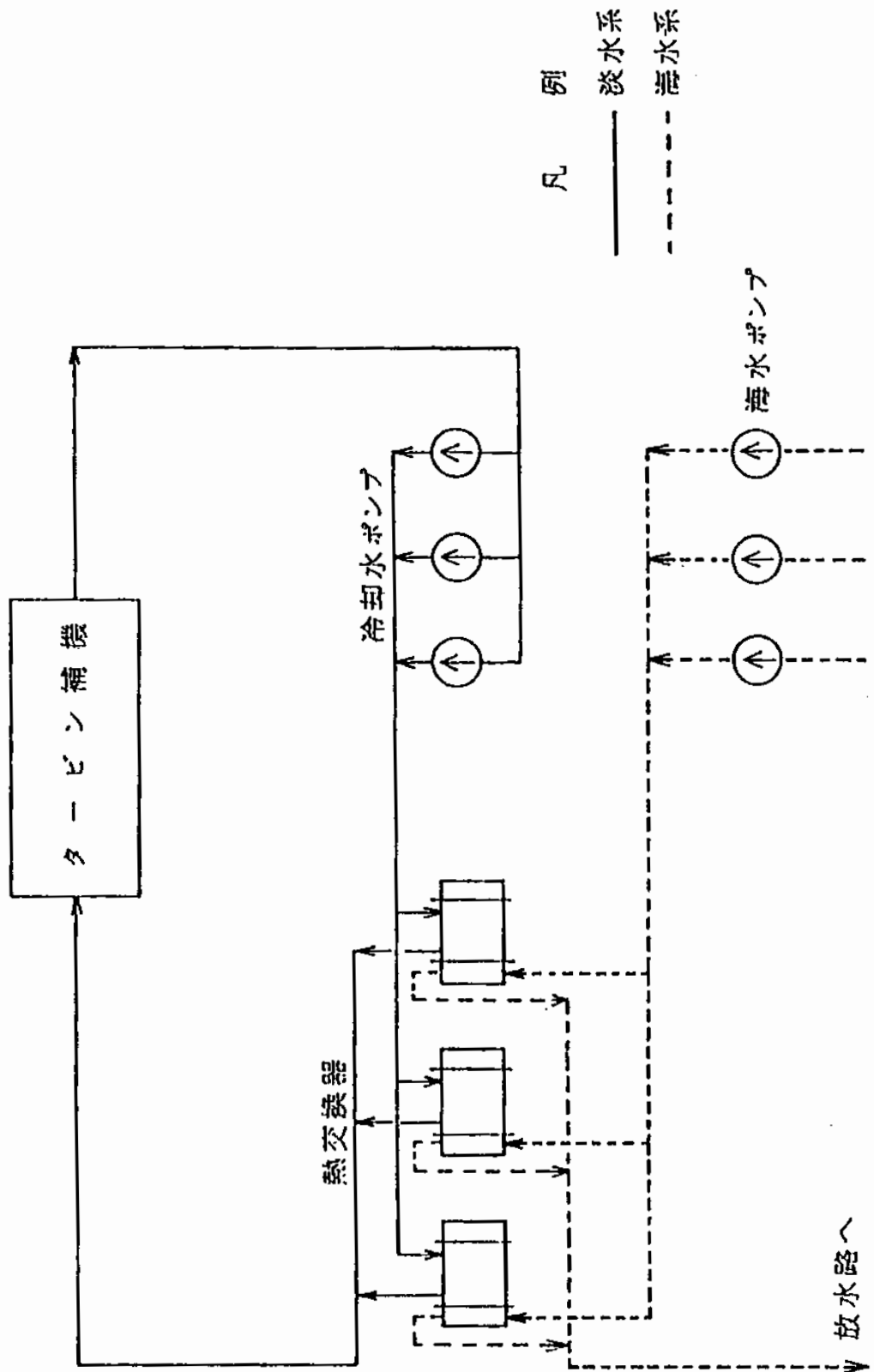


図 3-4 タービン補機海水系系統概要図

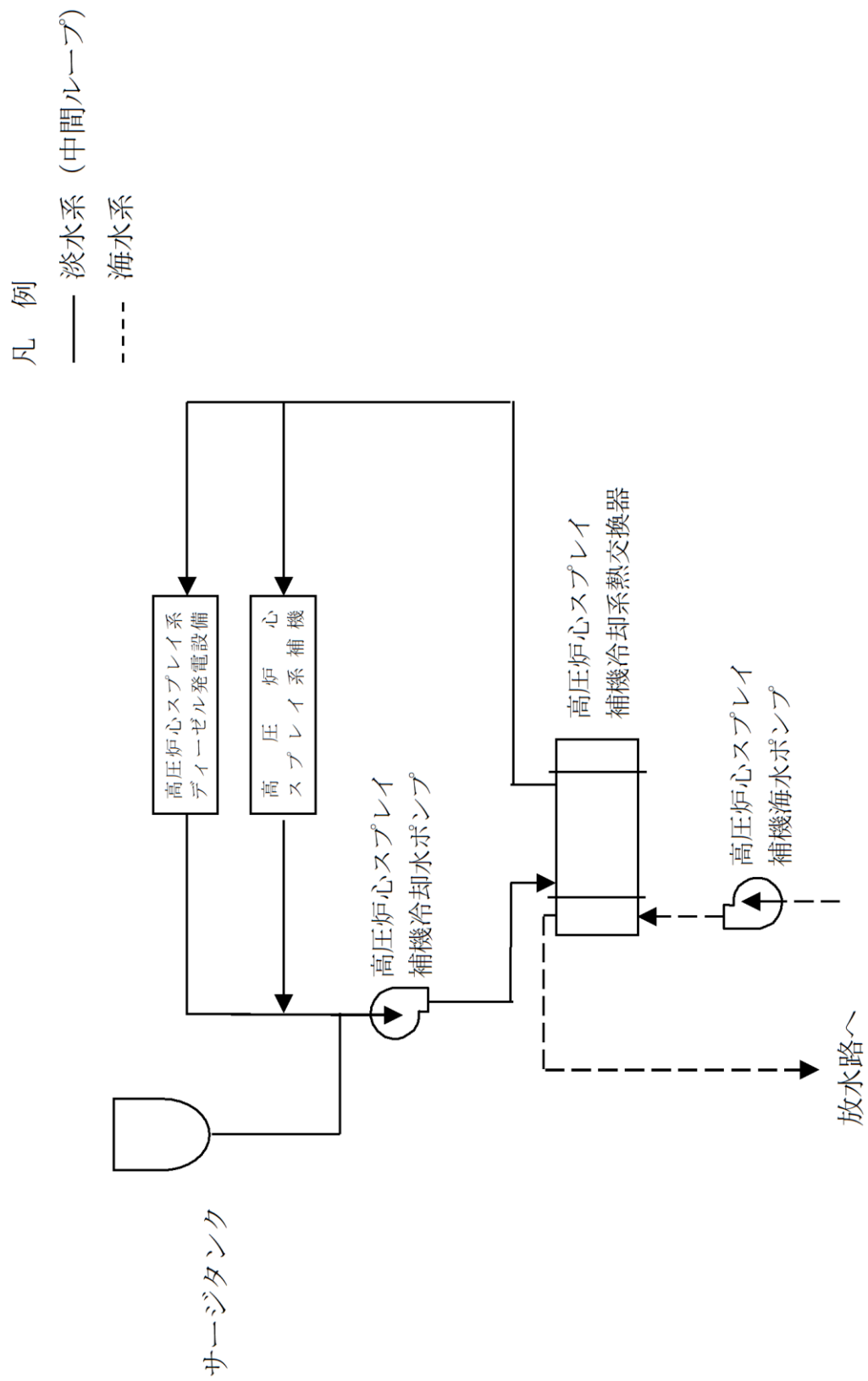


図 3-5 高圧炉心スプレイ補機冷却系 (高圧炉心スプレイ補機海水系含む。) 系統概要図

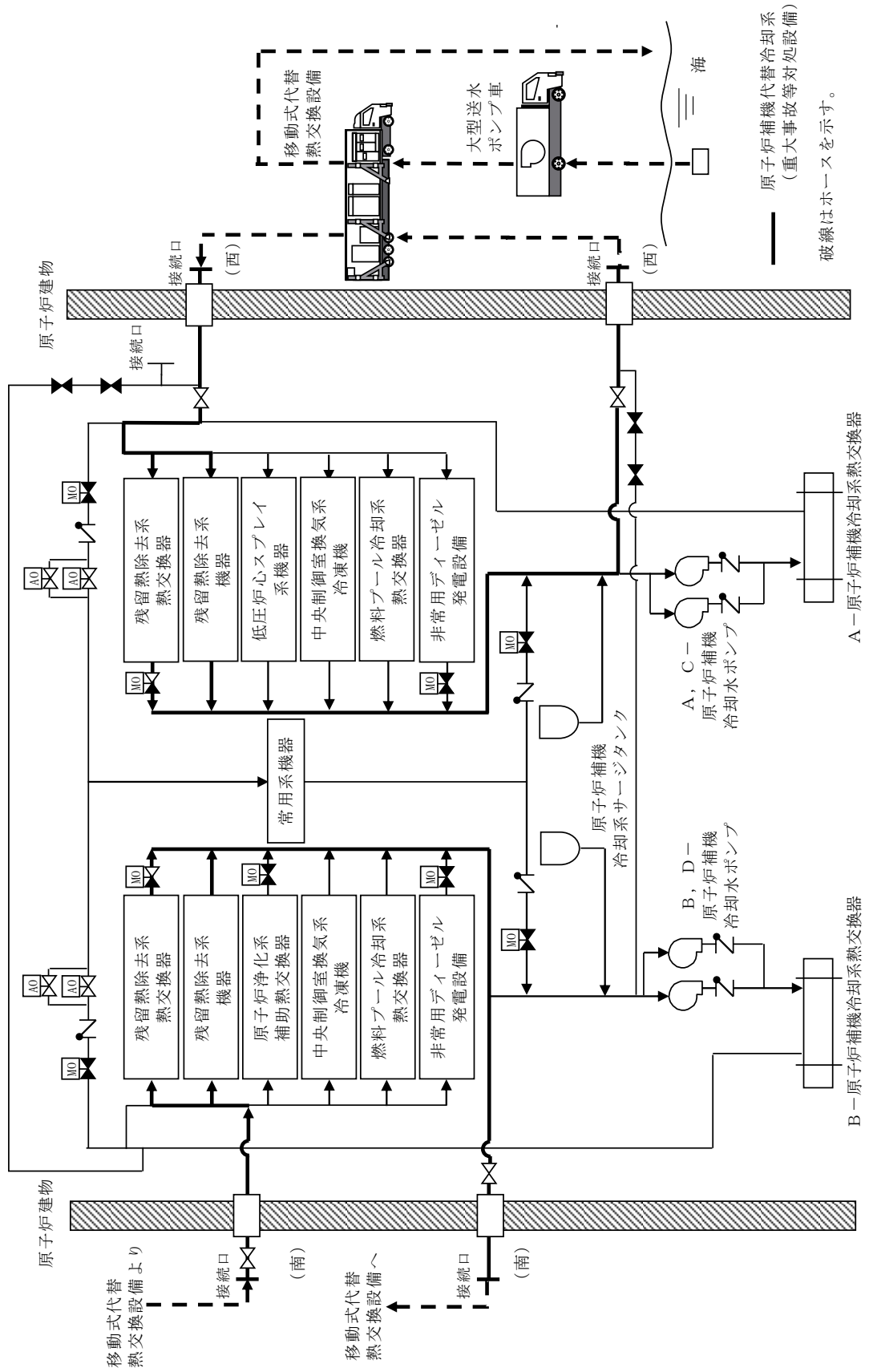


図 3-6 原子炉補機代替冷却系系統概要図 (屋外接続口使用時)

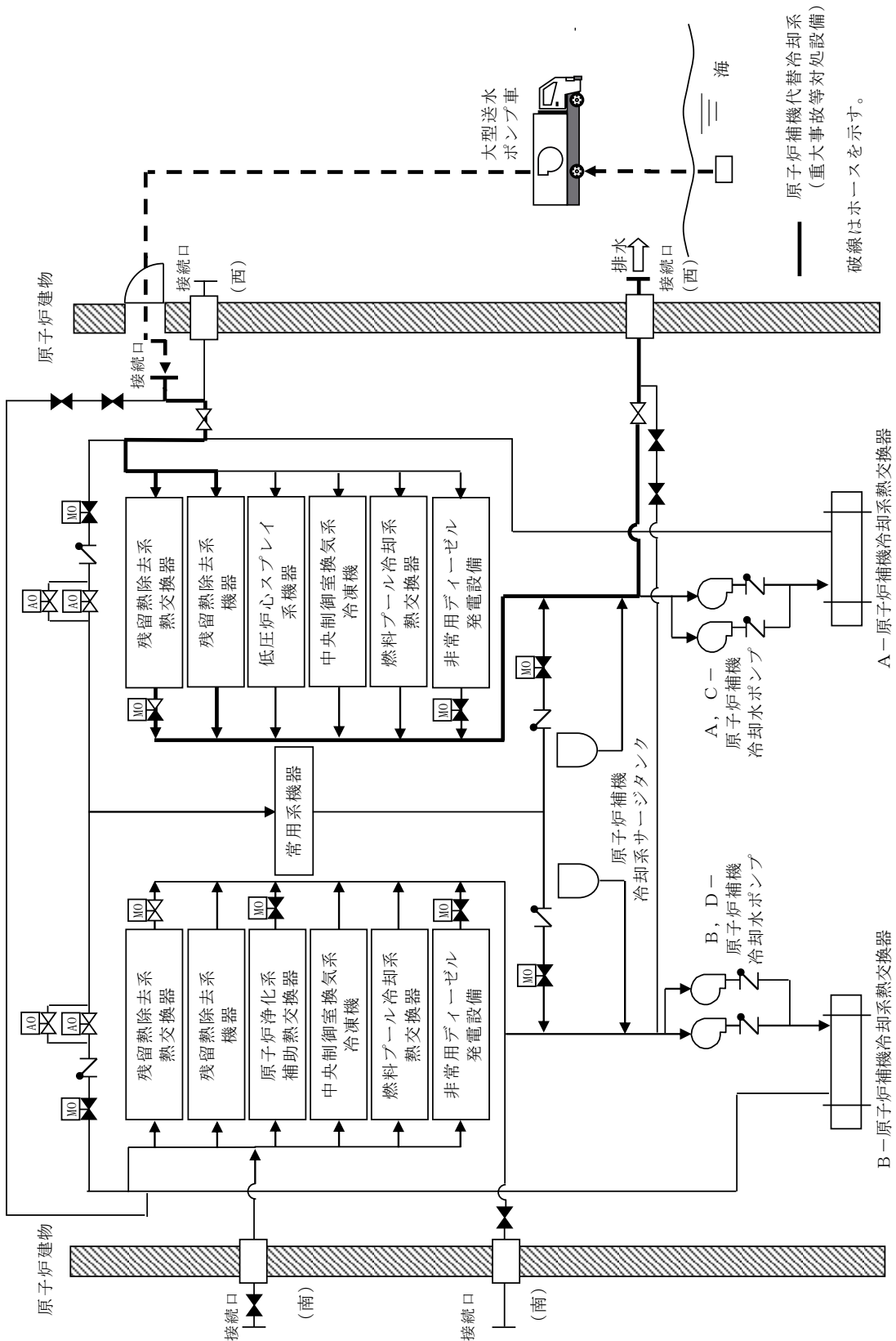


図 3-7 原子炉補機代替冷却系系統概要図 (屋内接続口使用時)

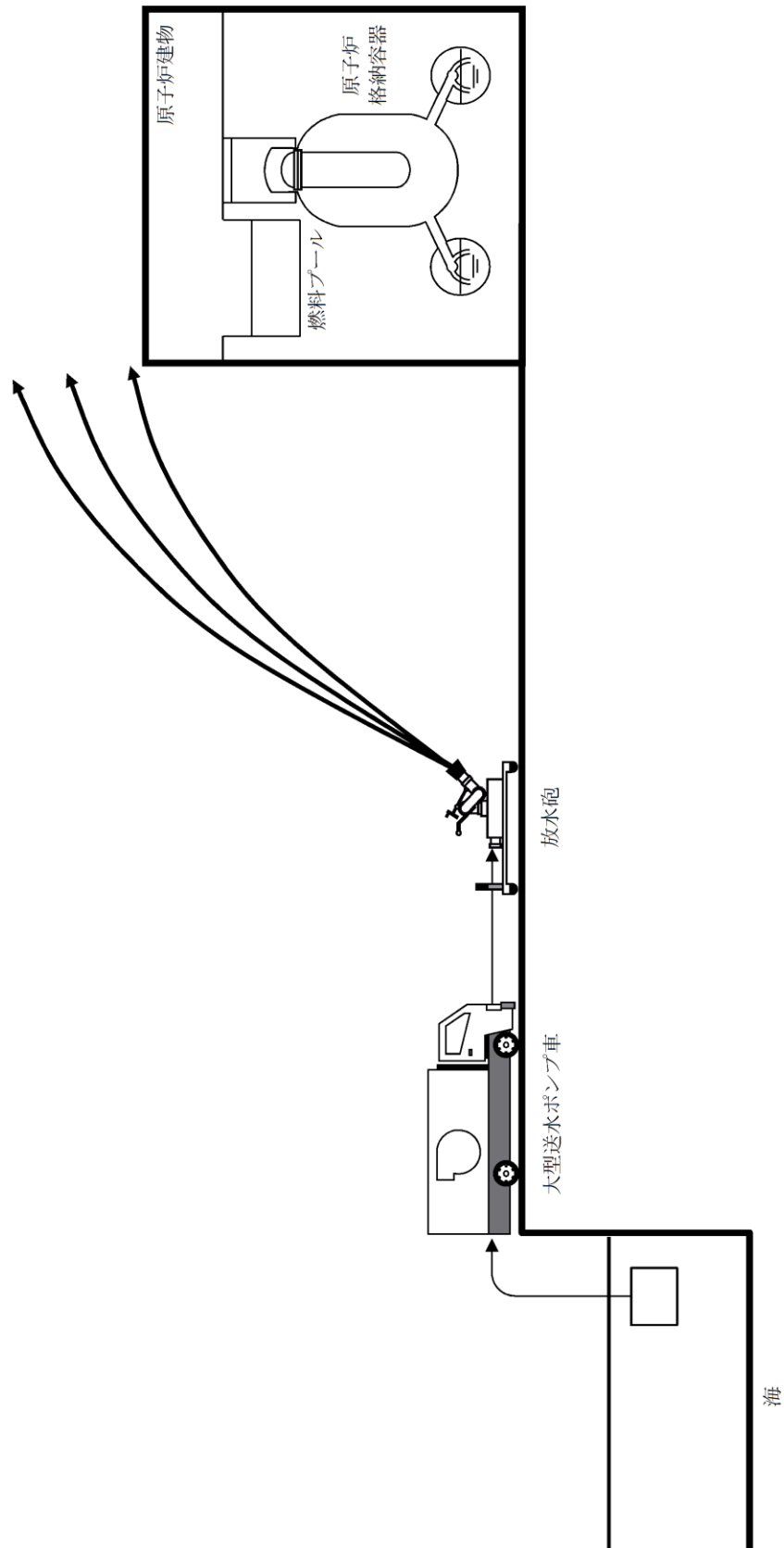
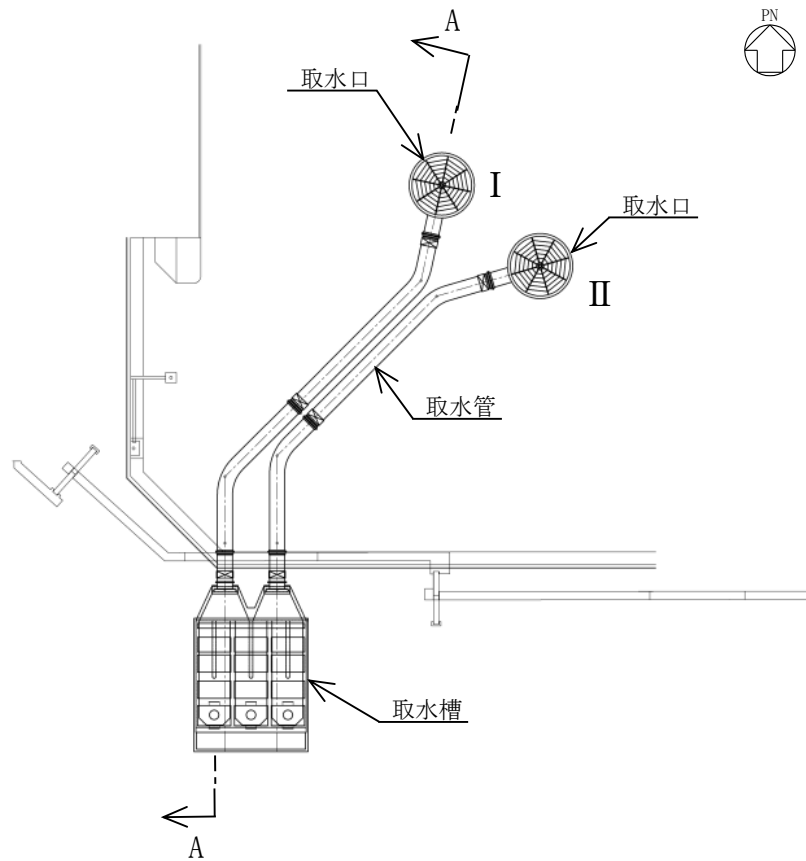
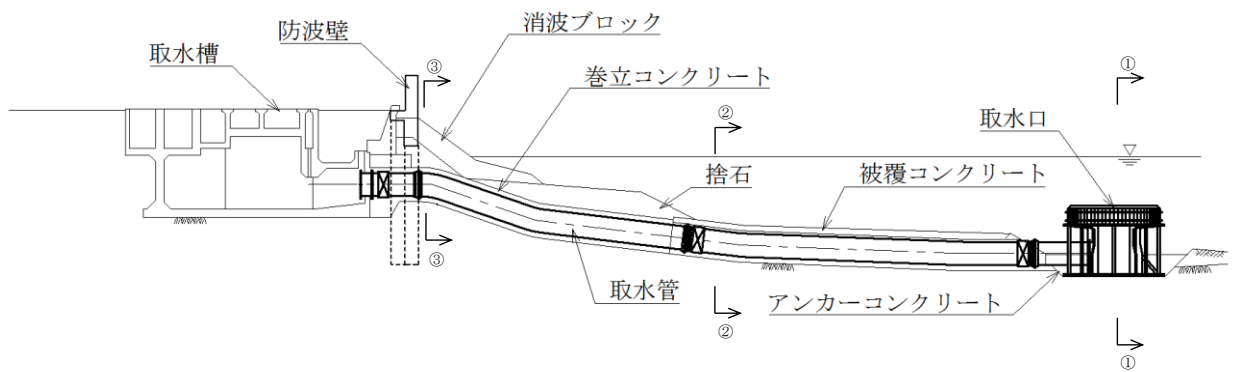


図 3-8 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備系統概図（原子炉建物放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制）



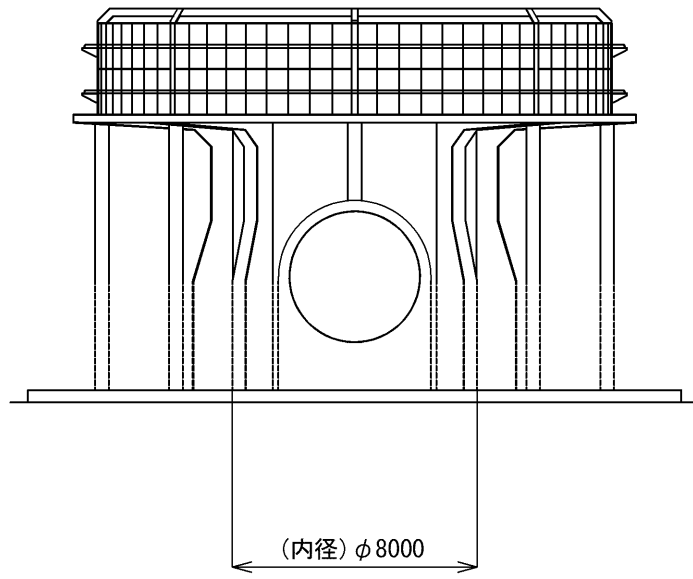
平面図



注：代表として I 管を示す

縦断面図 (A~A 断面)

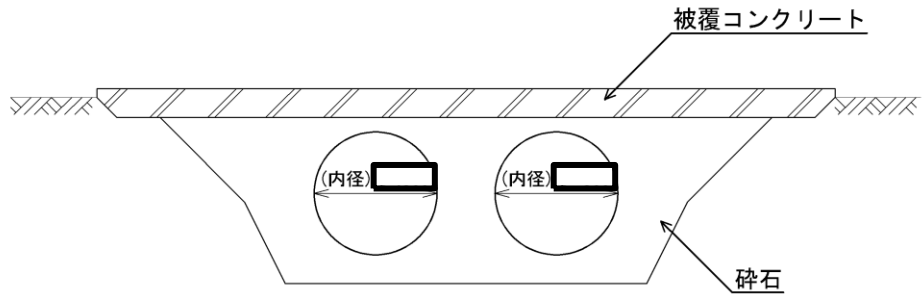
図 3-9 取水口，取水管及び取水槽の構造図



(单位: mm)

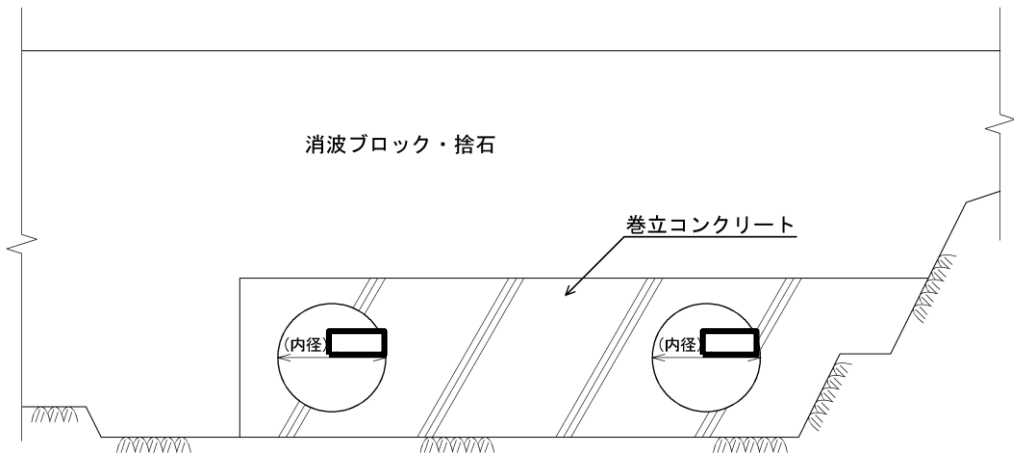
①~①断面 (图 3-9)

图 3-10 取水口構造図



(単位：mm)

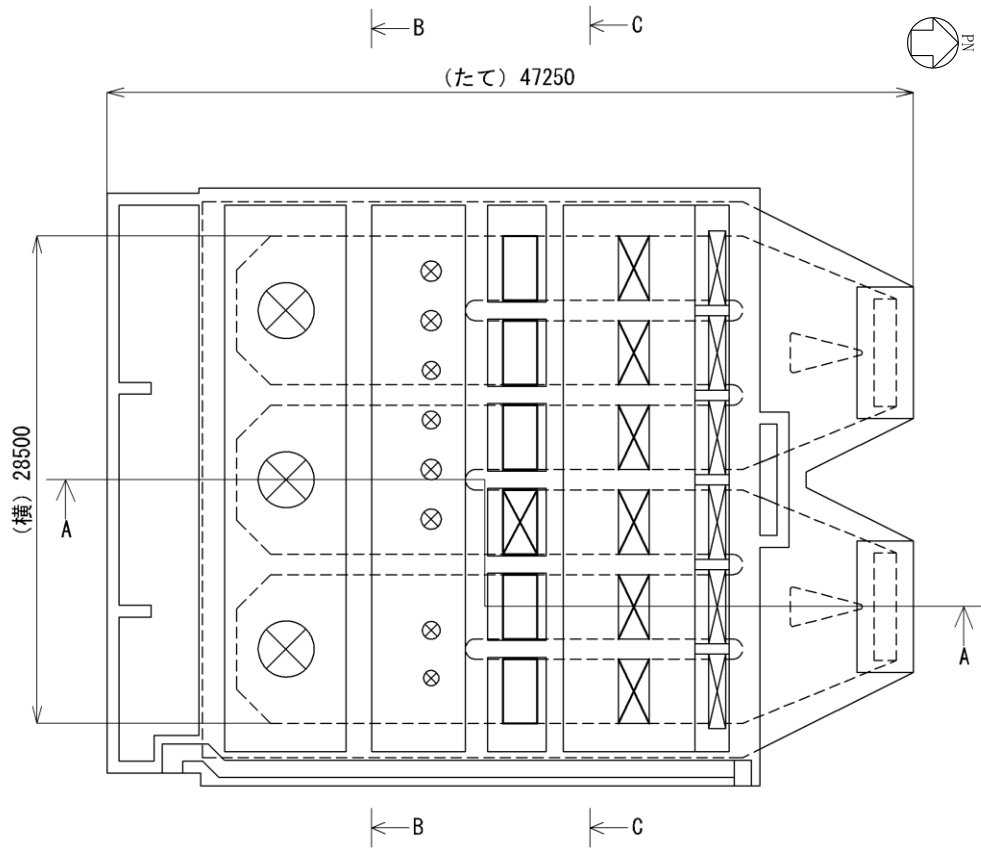
②～②断面 (図 3-9)



(単位：mm)

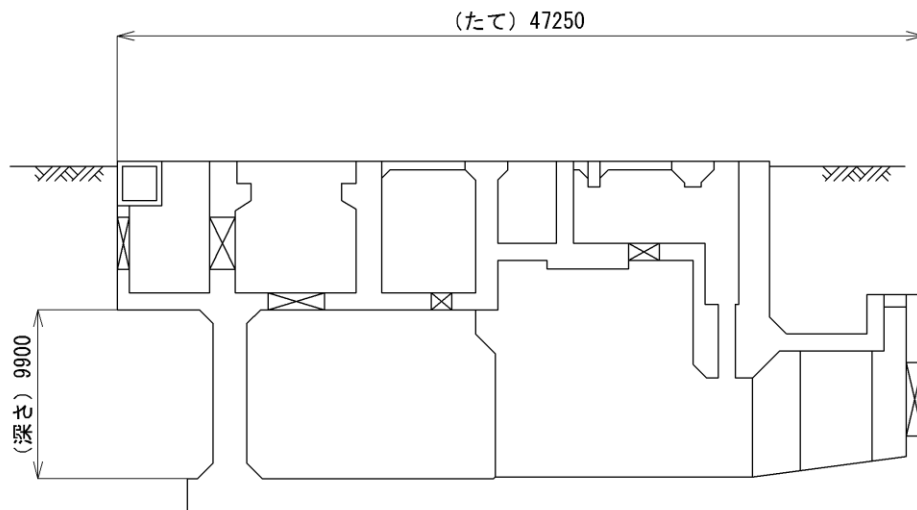
③～③断面 (図 3-9)

図 3-11 取水管構造図



(単位：mm)

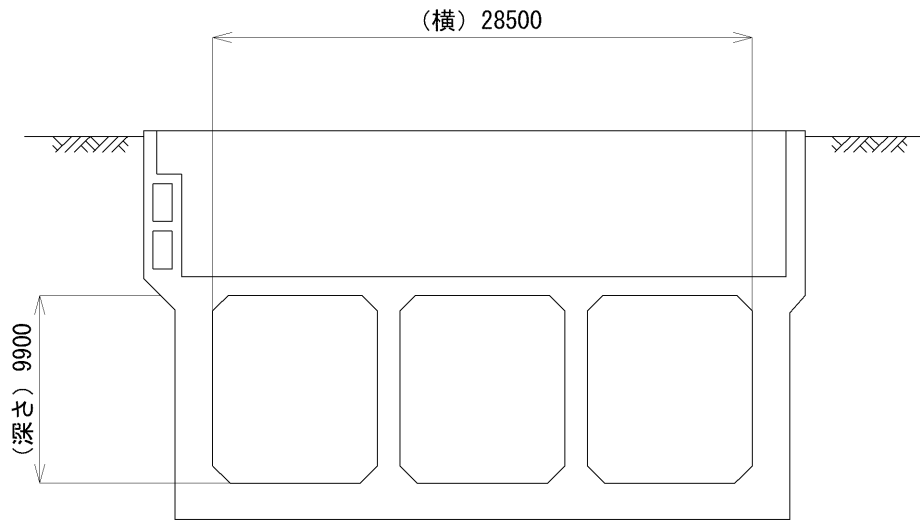
平面図



(単位：mm)

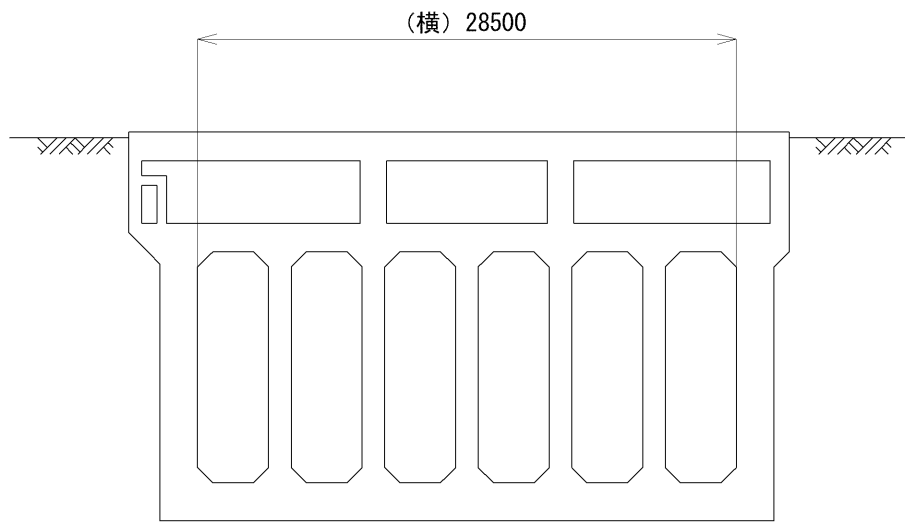
A~A 断面

図 3-12 取水槽構造図 (1/2)



(単位：mm)

B~B 断面



(単位：mm)

C~C 断面

図 3-12 取水槽構造図 (2/2)

4. 放水口

放水口は、日本海に面した敷地に設置された防波壁（波返重力擁壁）の外側に設置する。

通常運転時に放水口から放水する水は、復水器、原子炉補機冷却系設備及びタービン補機冷却系設備の冷却水、液体廃棄物処理設備の蒸留水、ろ過水及び一般排水等であり、放水路を経て放水口まで導き外海に放水し、その流量は循環水ポンプ $67400\text{m}^3/\text{h} \times 3$ 個（通常運転時 3 個運転）、原子炉補機海水ポンプ $2040\text{m}^3/\text{h} \times 4$ 個（通常運転時 2 個運転、2 個予備）、タービン補機海水ポンプ $2100\text{m}^3/\text{h} \times 3$ 個（通常運転時 2 個運転、1 個予備）である。

設計基準事故時は、原子炉補機海水ポンプによる原子炉補機冷却系設備、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプによる高圧炉心スプレイ補機冷却系設備の冷却に使用した海水を、放水路を経て放水口まで導き外海に放水し、その容量は、原子炉補機海水ポンプ $2040\text{m}^3/\text{h} \times 1$ 個（設計基準事故時 1 個運転）、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ $336\text{m}^3/\text{h} \times 1$ 個（設計基準事故時 1 個運転）である。

また、重大事故等時においては、原子炉補機海水ポンプによる原子炉補機冷却系設備、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプによる高圧炉心スプレイ補機冷却系設備の冷却に使用した海水を、放水路を経て放水口まで導き外海に放水し、その容量は、原子炉補機海水ポンプ $2040\text{m}^3/\text{h} \times 1$ 個（重大事故等時 1 個運転）、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ $336\text{m}^3/\text{h} \times 1$ 個（重大事故等時 1 個運転）である。


大型送水ポンプ車による残留熱除去系等の冷却に使用した海水については、構内の雨水排水路集水桝に導かれ、屋外排水路及び放水路を経て、海洋に放出し、その容量は、大型送水ポンプ車 $1800\text{m}^3/\text{h} \times 1$ 個（重大事故等時 1 個運転）である。なお、大型送水ポンプ車は重大事故等時において、原子炉補機海水ポンプが機能喪失した場合に使用する。

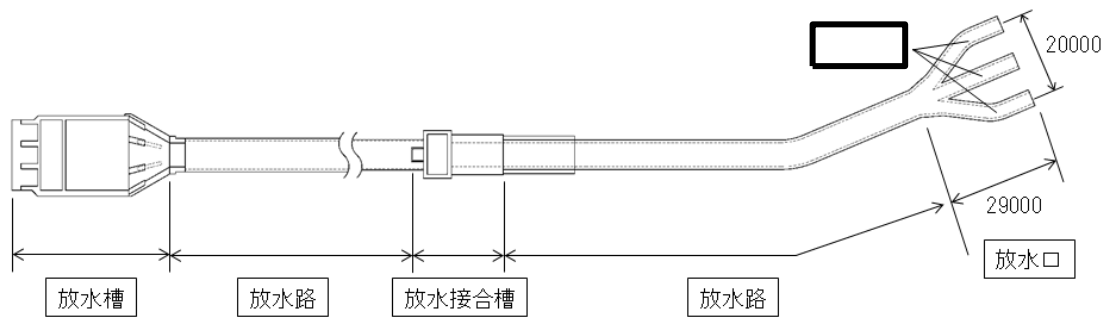
放射性物質の大気への拡散抑制又は航空機燃料火災への泡消火対応として、大型送水ポンプ車による原子炉建物への放水に使用した海水については、構内の雨水排水路集水桝に導かれ、屋外排水路及び放水路を経て、海洋に放出する設計とする。

表 4-1 に放水口の主要仕様を示す。

放水設備配置図を図 4-1 に、放水設備断面図を図 4-2 に、放水口構造図を図 4-3 に、屋外排水路配置図を図 4-4 に示す。

表 4-1 放水口の主要仕様

種類	鉄筋コンクリート函渠
主要寸法	内径  mm
材料	鉄筋コンクリート



(单位：mm)

图 4-1 放水設備配置図

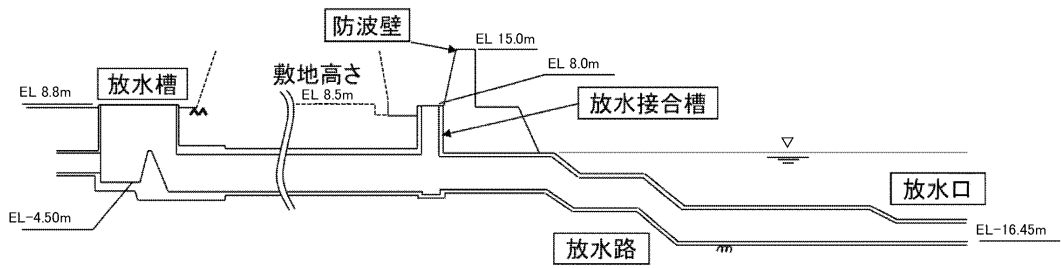
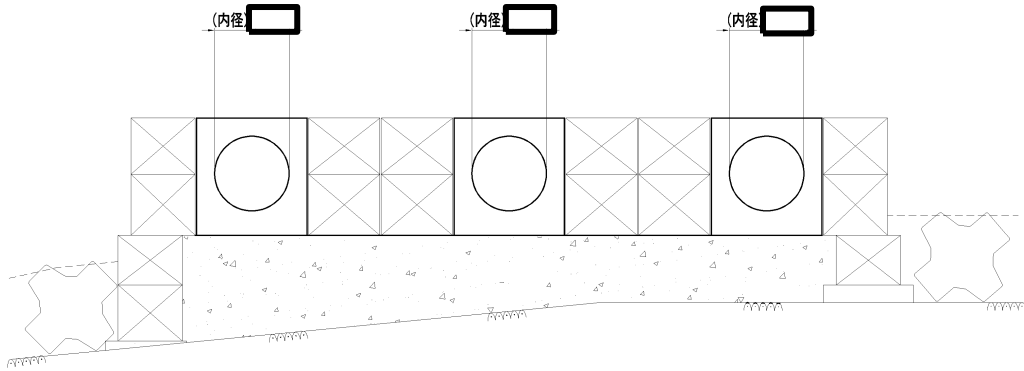


图 4-2 放水設備断面図



(单位：mm)

图 4-3 放水口構造図

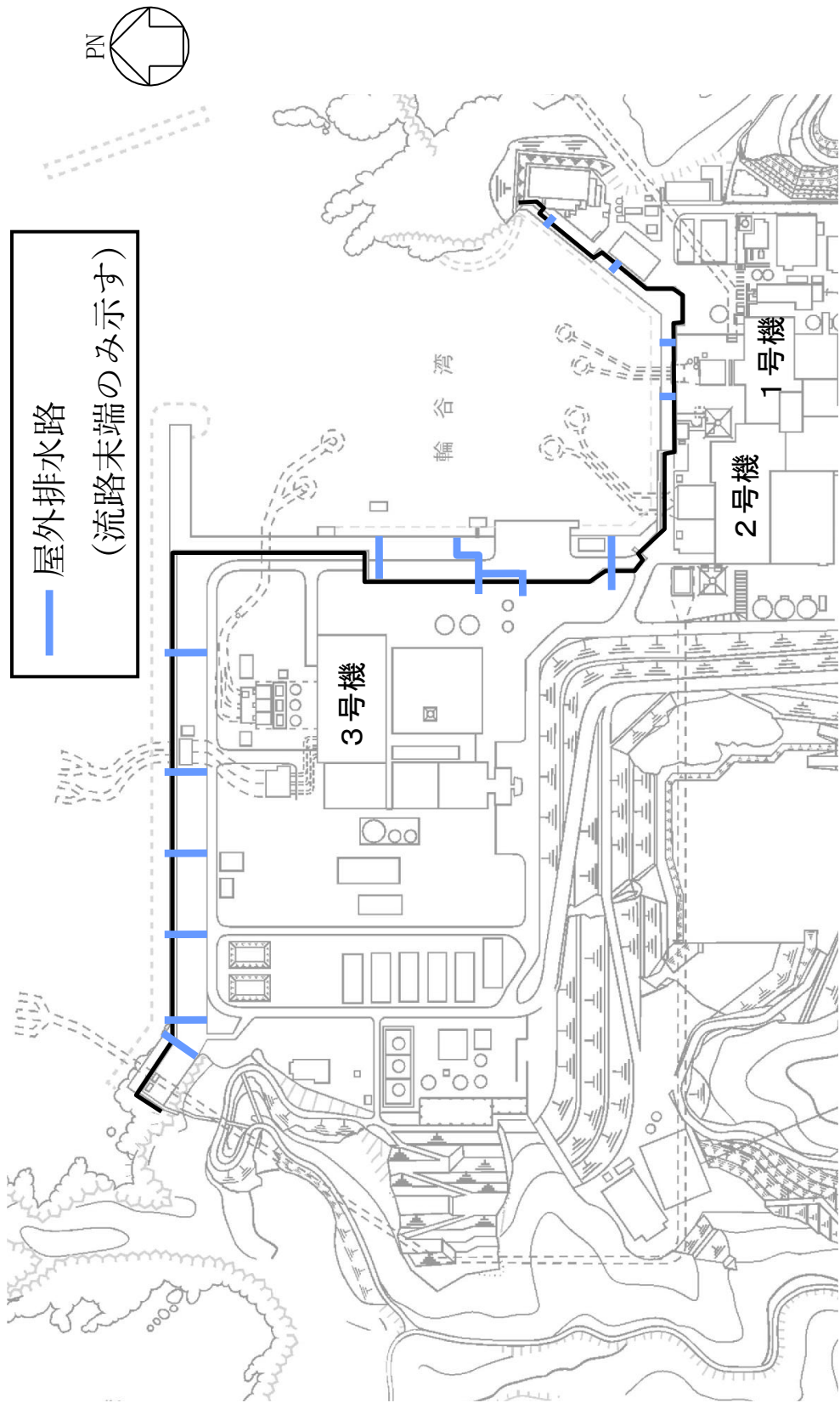


図 4-4 屋外排水路配置図

VI-1-1-5 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

VI-1-1-5-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

(原子炉本体)

目 次

1. 概要	1
2. 炉心	2
2.1 炉心支持構造物	2
3. 原子炉压力容器	18
3.1 原子炉压力容器本体並びに監視試験片	18
3.2 原子炉压力容器内部構造物	26

1. 概要

本説明書は，原子炉本体の申請設備に係る仕様設定根拠について説明するものである。

2. 炉心

2.1 炉心支持構造物

名 称		炉心シュラウド
最 高 使 用 圧 力	上部胴	<input type="text"/> (差圧), <input type="text"/> (差圧), <input type="text"/> (差圧)
	中間胴	<input type="text"/> (差圧), <input type="text"/> (差圧), <input type="text"/> (差圧)
	下部胴	<input type="text"/> (差圧), <input type="text"/> (差圧), <input type="text"/> (差圧)
最 高 使 用 温 度		℃ 302, <input type="text"/> , <input type="text"/>
個 数		— 1

【設 定 根 拠】

(概 要)

・設計基準対象施設

炉心シュラウドは、設計基準対象施設として上部格子板及び炉心支持板を支持するために設置する。

また、円筒構造により炉心を上向きに流れる流路を形成するとともに、その外側の環状部を下向きに流れる再循環流とを分離するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に使用する炉心シュラウドとしては、原子炉冷却材の流路が確保されるよう、炉心形状を維持するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

(1) 炉心シュラウド（上部胴）

設計基準対象施設として使用する炉心シュラウド（上部胴）の最高使用圧力は、通常運転時の炉心シュラウド（上部胴）の内外面の差圧（差圧が最大となるプラントの運転状態*1における差圧解析値（MPa））を包絡する最大差圧とし、MPa（差圧）とする。

注記*1: 通常運転時に炉心シュラウド（上部胴）の差圧が最大となる %原子炉出力,
%炉心流量状態

炉心シュラウド(上部胴)を重大事故等時において使用する場合は、

とする。

【設 定 根 拠】(続き)

[Redacted text block]

(2) 炉心シュラウド (中間胴)

設計基準対象施設として使用する炉心シュラウド (中間胴) の最高使用圧力は、通常運転時の炉心シュラウド (中間胴) の内外面の差圧 (差圧が最大となるプラントの運転状態*2における差圧解析値 ([Redacted] MPa)) を包絡する最大差圧として、 [Redacted] MPa (差圧) とする。

注記*2: 通常運転時に炉心シュラウド (中間胴) の差圧が最大となる [Redacted] %原子炉出力, [Redacted] %炉心流量状態

炉心シュラウド(中間胴)を重大事故等時において使用する場合の圧力は、 [Redacted]

[Redacted text block]

【設 定 根 拠】(続き)

(3) 炉心シュラウド (下部胴)

設計基準対象施設として使用する炉心シュラウド (下部胴) の最高使用圧力は、通常運転時の炉心シュラウド (下部胴) の内外面の差圧 (差圧が最大となるプラントの運転状態*3における差圧解析値 (MPa)) を包絡する最大差圧として、 MPa (差圧) とする。

注記*3: 通常運転時に炉心シュラウド (下部胴) の差圧が最大となる %原子炉出力、
 %炉心流量状態

炉心シュラウド(下部胴)を重大事故等時において使用する場合は、

とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する炉心シュラウドの最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃とする。

炉心シュラウドを重大事故等時において使用する場合は、

とする。

【設 定 根 拠】(続き)

3. 個数の設定根拠

炉心シュラウドは、設計基準対象施設として上部格子板及び炉心支持板を支持し、円筒構造により炉心を上向きに流れる流路を形成するとともに、その外側の環状部を下向きに流れる再循環流とを分離するために必要な個数である 1 個設置する。

炉心シュラウドは、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	シュラウドサポート
最高使用圧力	MPa	□ (差圧), □ (差圧), □ (差圧)
最高使用温度	℃	302, □, □
個数	—	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 シュラウドサポートは、設計基準対象施設として炉心シュラウドを支持するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用するシュラウドサポートは、原子炉冷却材の流路が確保されるよう、炉心形状を維持するために設置する。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用するシュラウドサポートの最高使用圧力は、通常運転時のシュラウドサポートの内外面の差圧（差圧が最大となるプラントの運転状態*における差圧解析値（□MPa））を包絡する最大差圧として、□MPa（差圧）とする。</p> <p>注記*：通常運転時にシュラウドサポートの差圧が最大となる □%原子炉出力、□%炉心流量状態</p> <p>シュラウドサポートを重大事故等時において使用する場合は、□</p> <p>□</p> <p>□とする。</p> <p>□</p> <p>□</p> <p>□</p> <p>□</p> <p>□</p> <p>□</p> <p>□</p> <p>□</p>		

【設 定 根 拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するシュラウドサポートの最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃とする。

シュラウドサポートを重大事故等時において使用する場合は、

_____とする。

3. 個数の設定根拠

シュラウドサポートは、設計基準対象施設として炉心シュラウドを支持するために必要な個数である 1 個設置する。

シュラウドサポートは、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	上部格子板
最高使用圧力	MPa	□ (差圧), □ (差圧), □ (差圧)
最高使用温度	℃	302, □, □
個数	—	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 上部格子板は、設計基準対象施設として炉心シュラウド上部に固定し、燃料集合体の横方向の支持と案内の役目をさせるとともに、中性子束検出器及び起動用中性子源の上端を支持するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する上部格子板は、原子炉冷却材の流路が確保されるよう、炉心形状を維持するために設置する。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する上部格子板の最高使用圧力は、通常運転時の上部格子板の上下面の差圧（上部格子板高さの位置圧損）を考慮し、□ MPa（差圧）とする。</p> <p>上部格子板を重大事故等時において使用する場合は、□ □ □ □とする。 □ □ □ □ □ □ □</p>		

【設 定 根 拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する上部格子板の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302℃とする。

上部格子板を重大事故等時において使用する場合は、

とする。

3. 個数の設定根拠

上部格子板は、設計基準対象施設として燃料集合体の横方向の支持と案内の役目をするとともに、中性子束検出器及び起動用中性子源の上端を支持するために必要な個数である 1 個設置する。

上部格子板は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	炉心支持板
最高使用圧力	MPa	□ (差圧), □ (差圧), □ (差圧)
最高使用温度	℃	302, □, □
個数	—	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 炉心支持板は、設計基準対象施設として炉心シュラウド下部に固定し、制御棒案内管、燃料支持金具及び燃料集合体、原子炉中性子計装案内管並びに起動用中性子源の横方向の支持をするために設置する。 また、炉心部と炉心下部を仕切り、燃料集合体への冷却材の流路を形成するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する炉心支持板は、原子炉冷却材の流路が確保されるよう、炉心形状を維持するために設置する。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する炉心支持板の最高使用圧力は、通常運転時の炉心支持板の上下面の差圧（差圧が最大となるプラントの運転状態*における差圧解析値（□MPa））を包絡する最大差圧として、□MPa（差圧）とする。</p> <p>注記*：通常運転時に炉心支持板の差圧が最大となる □%原子炉出力、□%炉心流量状態</p> <p>炉心支持板を重大事故等時において使用する場合は、□ □ □ □とする。 □ □ □ □ □ □ □</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する炉心支持板の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃とする。

炉心支持板を重大事故等時において使用する場合は、

_____とする。

3. 個数の設定根拠

炉心支持板は、設計基準対象施設として制御棒案内管、燃料支持金具及び燃料集合体、原子炉中性子計装案内管並びに起動用中性子源の横方向を支持するとともに、炉心部と炉心下部を仕切り、燃料集合体への冷却材の流路を形成するために必要な個数である 1 個設置する。

炉心支持板は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	中央燃料支持金具
最高使用圧力	MPa	□ (差圧), □ (差圧), □ (差圧)
最高使用温度	℃	302, □, □
個数	—	137
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 中央燃料支持金具は、設計基準対象施設として制御棒案内管に支持され、燃料集合体 4 体を支持し、燃料集合体への冷却材の流路を形成するために設置する。中央燃料支持金具は、各制御棒案内管に 1 個ずつ、計 137 個設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する中央燃料支持金具は、原子炉冷却材の流路が確保されるよう、炉心形状を維持するために設置する。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する中央燃料支持金具の最高使用圧力は、通常運転時の中央燃料支持金具の上下面の差圧（差圧が最大となるプラントの運転状態*における差圧解析値（□MPa））を包絡する最大差圧として、□MPa（差圧）とする。</p> <p>注記*：通常運転時に中央燃料支持金具の差圧が最大となる □%原子炉出力、□%炉心流量状態</p> <p>中央燃料支持金具を重大事故等時において使用する場合は、□ □ □ □とする。 □ □ □ □ □ □ □</p>		

【設 定 根 拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する中央燃料支持金具の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302℃とする。

中央燃料支持金具を重大事故等時において使用する場合は、

_____とする。

3. 個数の設定根拠

中央燃料支持金具は、設計基準対象施設として燃料集合体 4 体を支持し、燃料集合体への冷却材の流路を形成するために必要な個数として各制御棒案内管に 1 個ずつ、計 137 個設置する。

中央燃料支持金具は、設計基準対象施設として 137 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	周辺燃料支持金具
最高使用圧力	MPa	□ (差圧), □ (差圧), □ (差圧)
最高使用温度	℃	302, □, □
個数	—	12
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>周辺燃料支持金具は、設計基準対象施設として炉心周辺部に位置し、燃料集合体 1 体を支持し、燃料集合体への冷却材の流路を形成するために設置する。周辺燃料支持金具は、計 12 個設置する。</p> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に使用する周辺燃料支持金具は、原子炉冷却材の流路が確保されるよう、炉心形状を維持するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する周辺燃料支持金具の最高使用圧力は、通常運転時の周辺燃料支持金具の上下面の差圧（差圧が最大となるプラントの運転状態*における差圧解析値（□MPa））を包絡する最大差圧として、□MPa（差圧）とする。</p> <p>注記*：通常運転時に周辺燃料支持金具の差圧が最大となる □%原子炉出力, □%炉心流量状態</p> <p>周辺燃料支持金具を重大事故等時において使用する場合は、□</p> <p>□</p> <p>□</p> <p>□とする。</p> <p>□</p> <p>□</p> <p>□</p> <p>□</p> <p>□</p> <p>□</p> <p>□</p>		

【設 定 根 拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する周辺燃料支持金具の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302℃とする。

周辺燃料支持金具を重大事故等対処設備として使用する場合は、

_____とする。

3. 個数の設定根拠

周辺燃料支持金具は、設計基準対象施設として燃料集合体 1 体を支持し、燃料集合体への冷却材の流路を形成するために必要な個数として計 12 個設置する。

周辺燃料支持金具は、設計基準対象施設として 12 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	制御棒案内管
最高使用圧力	MPa	□ (差圧), □ (差圧), □ (差圧)
最高使用温度	℃	302, □, □
個数	—	137
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 制御棒案内管は、設計基準対象施設として制御棒駆動機構ハウジングの上部から上方に伸び炉心支持板にはめこまれており、制御棒の案内の役目をするとともに、燃料集合体への冷却材の流路を形成するために設置する。制御棒案内管は、各制御棒に1個ずつ、計137個設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する制御棒案内管は、原子炉冷却材の流路が確保されるよう、炉心形状を維持するために設置する。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する制御棒案内管の最高使用圧力は、通常運転時の制御棒案内管の内外面の差圧（差圧が最大となるプラントの運転状態*における差圧解析値（□MPa））を包絡する最大差圧として、□MPa（差圧）とする。</p> <p>注記*：通常運転時に制御棒案内管の差圧が最大となる □%原子炉出力, □%炉心流量状態</p> <p>制御棒案内管を重大事故等時において使用する場合は、 □ □ □とする。 □ □ □ □ □ □ □</p>		

【設 定 根 拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する制御棒案内管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302℃とする。

制御棒案内管を重大事故等時において使用する場合の温度、

[Redacted]

[Redacted]

[Redacted]とする。

3. 個数の設定根拠

制御棒案内管は、設計基準対象施設として制御棒の案内の役目をするとともに、燃料集合体への冷却材の流路を形成するために必要な個数として、各制御棒に 1 個ずつ、計 137 個設置する。

制御棒案内管は、設計基準対象施設として 137 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

3. 原子炉压力容器

3.1 原子炉压力容器本体並びに監視試験片

名 称	原子炉压力容器	
最高使用圧力	MPa	8.62, 8.98
最高使用温度	℃	302, 304
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 <p>原子炉压力容器は、設計基準対象施設として原子炉冷却材圧力バウンダリを構成し、燃料集合体、炉心支持構造物、制御棒及びその他原子炉压力容器内部構造物を保持するために設置する。</p> <p>原子炉压力容器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において適切な炉心冷却能力をもたせる設計とする。</p> ・重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に原子炉冷却システム施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）として使用する原子炉压力容器は、以下の機能を有する。</p> <p>原子炉压力容器は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉压力容器内の保有水を原子炉冷却材再循環ポンプ入口配管から残留熱除去系配管を介して取り出し、A、B-残留熱除去ポンプ及びA、B-残留熱除去系熱交換器を介して原子炉冷却材を冷却し、原子炉冷却材再循環ポンプ出口配管よりジェットポンプを経由し、原子炉压力容器に戻すことで、炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>原子炉压力容器は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉压力容器内の保有水を原子炉冷却材再循環ポンプ入口配管から残留熱除去系配管を介して取り出し、A、B-残留熱除去ポンプ及びA、B-残留熱除去系熱交換器を介して原子炉冷却材を冷却し、原子炉冷却材再循環ポンプ出口配管よりジェットポンプを経由し、原子炉压力容器に戻すことで、炉心を冷却できる設計とする。</p> 		

【設 定 根 拠】（続き）

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系）として使用する原子炉圧力容器は、以下の機能を有する。

原子炉圧力容器は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした高圧炉心スプレイポンプにより、高圧炉心スプレイスパーチャを介して原子炉圧力容器に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧炉心スプレイ系）として使用する原子炉圧力容器は、以下の機能を有する。

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

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした低圧炉心スプレイポンプにより、低圧炉心スプレイスパーチャを介して原子炉圧力容器に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧原子炉代替注水系）として使用する原子炉圧力容器は、以下の機能を有する。

原子炉圧力容器は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、蒸気タービン駆動ポンプにより、サプレッションチェンバの水を高圧原子炉代替注水系等を経由し、給水スパーチャを介して原子炉圧力容器へ注水することで、炉心を冷却できる設計とする。

【設 定 根 拠】（続き）

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）として使用する原子炉压力容器は、以下の機能を有する。

原子炉压力容器は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、蒸気タービン駆動ポンプにより、サブプレッションチェンバの水を原子炉隔離時冷却系等を経由し、給水スパージャを介して原子炉压力容器へ注水することで、炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）として使用する原子炉压力容器は、以下の機能を有する。

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

系統構成は、低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプ又は代替淡水源若しくは代替淡水源が枯渇した場合には海を水源とした大量送水車により低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）を介して原子炉压力容器内に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。

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

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

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とした A, B, C-残留熱除去ポンプにより低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）を介して原子炉压力容器内に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。

【設 定 根 拠】（続き）

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（ほう酸水注入系）として使用する原子炉圧力容器は、以下の機能を有する。

原子炉圧力容器は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプによりほう酸水注入系配管を介して差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）より原子炉圧力容器に注水することで、他の注水設備と合わせて炉心を冷却し、炉心の著しい損傷を防止できる設計とする。

重大事故等時に計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）として使用する原子炉圧力容器は、以下の機能を有する。

原子炉圧力容器は、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために設置する。

系統構成は、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプによりほう酸水注入系配管を介して差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）より原子炉圧力容器に十分な量のほう酸水を注入することで、原子炉を未臨界に移行できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱代替除去系）として使用する原子炉圧力容器は、以下の機能を有する。

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

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした残留熱除去系を介して残留熱代替除去ポンプにより低圧注水系配管（原子炉圧力容器内部）を経由し、原子炉圧力容器内に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。

【設 定 根 拠】（続き）

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

原子炉圧力容器は、炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために設置する。

系統構成は、蒸気タービン駆動ポンプにより、サブプレッションチェンバの水を高圧原子炉代替注水系等を経由し、給水スパーージャを介して原子炉圧力容器へ注水することで、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧原子炉代替注水系）として使用する原子炉圧力容器は、以下の機能を有する。

原子炉圧力容器は、炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために設置する。

系統構成は、低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプ又は代替淡水源若しくは代替淡水源が枯渇した場合には海を水源とした大量送水車により低圧注水系配管（原子炉圧力容器内部）を介して原子炉圧力容器内に注水することで、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（ほう酸水注入系）として使用する原子炉圧力容器は、以下の機能を有する。

原子炉圧力容器は、炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために設置する。

系統構成は、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプによりほう酸水注入系配管を介して差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）より原子炉圧力容器に注水することで、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。

【設 定 根 拠】（続き）

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉圧力容器の最高使用圧力は、定格出力運転時における原子炉圧力容器の運転圧力が 6.93MPa であることから、これを上回る圧力として 8.62MPa とする。

原子炉圧力容器を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において圧力が最大となる事故シーケンスグループである原子炉停止機能喪失では、原子炉圧力が約 8.68MPa、原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力が約 8.98MPa であることから、高い方の圧力として 8.98MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉圧力容器の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用圧力の飽和温度以上とし、302℃とする。

原子炉圧力容器を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において圧力が最大となる事故シーケンスグループである原子炉停止機能喪失時の原子炉冷却材バウンダリ圧力の約 8.98MPa に相当する飽和温度として 304℃とする。

3. 個数の設定根拠

原子炉圧力容器は、設計基準対象施設として燃料集合体等を収容するために必要な個数である 1 個を設置する。

原子炉圧力容器は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等時に使用する。

（参考）初装荷個数（監視試験片）

監視試験片は、設計基準対象施設として原子炉圧力容器の炉心領域の中性子照射による影響評価について監視試験片によって計画的に評価を行うために必要な個数である 組*を設置する。

なお、監視試験片については、重大事故等対処設備に該当しない。

注記*：監視試験片については、引張試験片 個（母材 個，溶着金属 個，熱影響部 個）及び衝撃試験片 個（母材 個，溶着金属 個，熱影響部 個）を 1 組として、原子炉圧力容器内面 ，， の 箇所にそれぞれ 組設置している。

名	称	差圧検出・ほう酸水注入系配管 (ティーより N11 ノズルまでの外管)
最高使用圧力	MPa	8.62, 8.98
最高使用温度	℃	302, 304
個数	—	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）は、設計基準対象施設としてほう酸水を炉心下部プレナムに注入するため及び炉心支持板の上下差圧を計測するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等対処設備としては、ほう酸水を炉心下部プレナムに注入するための流路として使用する。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ 8.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。</p> <p>差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 304℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 個数の設定根拠

差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）は，設計基準対象施設としてほう酸水を炉心下部プレナムに注入するため及び炉心支持板の上下差圧を計測するために必要な個数である 1 個設置する。

差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）は，設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

（参考）

差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）のうち差圧検出に係る機能については，重大事故等対処設備に該当しない。

3.2 原子炉圧力容器内部構造物

名	称	ジェットポンプ
個	数	— 20
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>ジェットポンプは、原子炉再循環系の一部であり、設計基準対象施設として原子炉出力の増減に伴い、必要な流量を炉心へ供給するとともに、校正されたディフューザで炉心流量を測定するために設置する。</p> <p>また、冷却材喪失事故時は、炉心を冷却材で冠水させるために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）として使用するジェットポンプは、以下の機能を有する。</p> <p>ジェットポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉圧力容器内の保有水を原子炉冷却材再循環系ポンプ入口配管から残留熱除去系配管を介して取り出し、A、B-残留熱除去系ポンプ及びA、B-残留熱除去系熱交換器を介して原子炉冷却材再循環系ポンプ出口配管よりジェットポンプを経由し、原子炉圧力容器に戻すことで、原子炉冷却材を冷却し、炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>ジェットポンプは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉圧力容器内の保有水を原子炉冷却材再循環ポンプ入口配管から残留熱除去系配管を介して取り出し、A、B-残留熱除去ポンプ及びA、B-残留熱除去系熱交換器を介して原子炉冷却材を冷却し、原子炉冷却材再循環ポンプ出口配管よりジェットポンプを経由し、原子炉圧力容器に戻すことで、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。）を防止するため燃料集合体の崩壊熱を除去し、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>ジェットポンプは、設計基準対象施設として原子炉冷却材を炉心に循環させるために必要な個数である20個設置する。</p> <p>ジェットポンプは、設計基準対象施設として20個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	給水スパーージャ
個	数	— 4
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>給水スパーージャは、設計基準対象施設として給水ノズルから原子炉圧力容器に入った給水を放出して、気水分離器で分離された高温の冷却材と均一に混合するために設置する。</p> <p>給水スパーージャは、原子炉圧力容器内壁に沿ってT字型に左右に分岐した各々独立している4本のヘッダを有している。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）として使用する給水スパーージャは、以下の機能を有する。</p> <p>給水スパーージャは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、蒸気タービン駆動ポンプにより、サブプレッションチェンバの水を原子炉隔離時冷却系等を経由し、給水スパーージャを介して原子炉圧力容器へ注水することで、炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧原子炉代替注水系）として使用する給水スパーージャは、以下の機能を有する。</p> <p>給水スパーージャは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、蒸気タービン駆動ポンプにより、サブプレッションチェンバの水を高圧原子炉代替注水系等を経由し、給水スパーージャを介して原子炉圧力容器へ注水することで、炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高圧原子炉代替注水系）として使用する給水スパーージャは、以下の機能を有する。</p> <p>給水スパーージャは、炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために設置する。</p> <p>系統構成は、蒸気タービン駆動ポンプにより、サブプレッションチェンバの水を高圧原子炉代替注水系等を経由し、給水スパーージャを介して原子炉圧力容器へ注水することで、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

1. 個数の設定根拠

給水スパーージャは、設計基準対処施設として給水ノズルから原子炉圧力容器に入った給水を、気水分離器で分離された高温の冷却材と均一に混合するために必要な個数である 4 個設置する。

給水スパーージャは、設計基準対象施設として 4 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	高圧炉心スプレイスパーージャ
個	数	— 2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>高圧炉心スプレイスパーージャは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時等に原子炉をスプレイ冷却するために設置する。</p> <p>高圧炉心スプレイスパーージャは、炉心シュラウド上部内面に沿ってT字型に左右に分岐した各々独立している2本のヘッダを有している。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系）として使用する高圧炉心スプレイスパーージャは、以下の機能を有する。</p> <p>高圧炉心スプレイスパーージャは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした高圧炉心スプレイポンプにより、高圧炉心スプレイスパーージャを介して原子炉圧力容器に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>高圧炉心スプレイスパーージャは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時等に原子炉をスプレイ冷却するために必要な個数である2個設置する。</p> <p>高圧炉心スプレイスパーージャは、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	低圧炉心スプレイスパーージャ
個	数	— 2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>低圧炉心スプレイスパーージャは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時等に原子炉をスプレイ冷却するために設置する。</p> <p>低圧炉心スプレイスパーージャは、炉心シュラウド上部内面に沿ってT字型に左右に分岐した各々独立している2本のヘッダを有している。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧炉心スプレイ系）として使用する低圧炉心スプレイスパーージャは、以下の機能を有する。</p> <p>低圧炉心スプレイスパーージャは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とした低圧炉心スプレイポンプにより、低圧炉心スプレイスパーージャを介して原子炉圧力容器に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>低圧炉心スプレイスパーージャは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時等に原子炉をスプレイ冷却するために必要な個数である2個設置する。</p> <p>低圧炉心スプレイスパーージャは、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）
個	数	— 3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）は、原子炉冷却材喪失時等に冷却材を原子炉压力容器炉心シュラウド内に注入し、原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>低圧注水系配管は、原子炉压力容器の低圧注水ノズルを通り、炉心シュラウドを貫通し、低圧炉心スプレイスパーージャ直下の炉心シュラウド内側に冷却材を吐出する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）として使用する低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）は、以下の機能を有する。</p> <p>低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とした A, B, C-残留熱除去ポンプにより低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）を介して原子炉压力容器内に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）として使用する低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）は、以下の機能を有する。</p> <p>低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプ又は代替淡水源若しくは代替淡水源が枯渇した場合には海を水源とした大量送水車により低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）を介して原子炉压力容器内に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱代替除去系）として使用する低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）は、以下の機能を有する。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリ（設置許可基準規則第二条第二項第三十七号に規定する原子炉格納容器バウンダリをいう。）を維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした残留熱除去系を介して残留熱代替除去ポンプにより低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）を經由し、原子炉压力容器内に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等対処設備としては、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧原子炉代替注水系）として使用する低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）は、以下の機能を有する。

低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）は、炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために設置する。

系統構成は、低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプ又は代替淡水源若しくは代替淡水源が枯渇した場合には海を水源とした大量送水車により低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）を介して原子炉压力容器内に注水することで、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を防止又は遅延できる設計とする。

1. 個数の設定根拠

低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時等に冷却材を原子炉压力容器炉心シュラウド内に注入し、原子炉を冷却するために必要な個数である 3 個設置する。

低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）は、設計基準対象施設として 3 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	高圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）
個	数	—
		1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>高圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時等に原子炉をスプレイ冷却するために設置する。</p> <p>原子炉压力容器の高圧炉心スプレイノズルから原子炉压力容器内に入った高圧炉心スプレイ系配管は、炉心シュラウド内の上部に入った後、炉心シュラウド内の上部に取り付けた 2 組の高圧炉心スプレイスパージャに接続する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系）として使用する高圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）は、以下の機能を有する。</p> <p>高圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした高圧炉心スプレイポンプにより、高圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）を介して原子炉压力容器に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>高圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時等に原子炉をスプレイ冷却するために必要な個数である 1 個設置する。</p> <p>高圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	低圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）
個	数	— 1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>低圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時等に原子炉をスプレイ冷却するために設置する。</p> <p>原子炉压力容器の低圧炉心スプレイノズルから原子炉压力容器内に入った低圧炉心スプレイ系配管は、炉心シュラウド内の上部に入った後、炉心シュラウド内の上部に取り付けた 2 組の低圧炉心スプレイスパージャに接続する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧炉心スプレイ系）として使用する低圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）は、以下の機能を有する。</p> <p>低圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とした低圧炉心スプレイポンプにより、低圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）を介して原子炉压力容器に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>低圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時等に原子炉をスプレイ冷却するために必要な個数である 1 個設置する。</p> <p>低圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）
個	数	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）は、設計基準対象施設として炉心支持板の上下差圧を測定し、非常時にほう酸水を炉心下部プレナムに注入するために設置する。</p> <p>同心の二重管として原子炉压力容器内部に入った差圧検出・ほう酸水注入系配管は、原子炉压力容器内部で分離して独立した管となり、それぞれ炉心支持板の下部及び上部に到達する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（ほう酸水注入系）として使用する差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）は、以下の機能を有する。</p> <p>差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプによりほう酸水注入系配管を介して差圧検出・ほう酸水注入管（原子炉压力容器内部）より原子炉压力容器に注水することで、他の注水設備と合わせて炉心を冷却し、炉心の著しい損傷を防止できる設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備としては、計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）として使用する差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）は、以下の機能を有する。</p> <p>差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）は、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために設置する。</p> <p>系統構成は、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプによりほう酸水注入系配管を介して差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）より原子炉压力容器に十分な量のほう酸水を注入することで、原子炉を未臨界に移行できる設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（ほう酸水注入系）として使用する差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）は、以下の機能を有する。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプによりほう酸水注入系配管を介して差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）より原子炉压力容器に注水することで、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を防止又は遅延できる設計とする。

1. 個数の設定根拠

差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）は、設計基準対象施設として非常時にほう酸水を炉心下部プレナムに注入するため及び炉心支持板の上下差圧を計測するために必要な個数である 1 個設置する。

差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

（参考）

差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）のうち差圧検出に係る機能については、重大事故等対処設備に該当しない。

VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

(核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設)

目 次

1. 概要	1
2. 使用済燃料貯蔵設備	2
2.1 使用済燃料貯蔵槽	2
2.2 使用済燃料貯蔵ラック	4
2.3 破損燃料貯蔵ラック	6
2.4 制御棒貯蔵ハンガ	7
2.5 使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置	8
3. 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	12
3.1 燃料プール冷却系	12
3.2 燃料プールのスプレイ系	44
3.3 原子炉建物放水設備	86

1. 概要

本説明書は、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の申請設備に係る仕様設定根拠について説明するものである。

2. 使用済燃料貯蔵設備

2.1 使用済燃料貯蔵槽

名	称	燃料プール
容	量	—
個	数	—
		1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 燃料プールは、設計基準対象施設として使用済燃料、新燃料及び制御棒を貯蔵するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（燃料プール冷却系）として使用する燃料プールは、以下の機能を有する。 燃料プールは、冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合において燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。 システム構成は、重大事故等時において、燃料プールの水を燃料プール冷却ポンプにより燃料プール冷却系熱交換器を経由して循環させることで、燃料プールを冷却できる設計とする。 重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（燃料プールスプレイ系）として使用する燃料プールは、以下の機能を有する。 燃料プールは、冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合において燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。 システム構成は、残留熱除去系（燃料プール冷却機能）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合において、大量送水車により代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として燃料プールスプレイ系配管又はホース等を経由して常設スプレイヘッド又は可搬型スプレイノズルから燃料プールへ注水することで燃料プールの水位を維持できる設計とする。 燃料プールは、燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が異常に低下した場合において燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。 		

【設定根拠】（続き）

系統構成は、燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位が異常に低下した場合において、常設スプレイヘッド又は可搬型スプレイノズルを使用する場合には、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合には海を水源として、燃料プールスプレイ系配管又はホース等を経由して常設スプレイヘッド又は可搬型スプレイノズルから燃料プール内燃料等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プールの貯蔵容量については、実用発電用原子炉及びその他附属施設の技術基準に関する規則の第 26 条（燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備）により発電用原子炉に全て燃料が装荷されている状態で、使用済燃料及び貯蔵されている取替燃料に加えて 1 炉心分以上の容量を確保する設計とする。

上記を考慮し、使用済燃料を計画通りに貯蔵した後でも、炉心内の全燃料を燃料プールに移すことができるよう、燃料プールの貯蔵容量は、全炉心の燃料集合体 560 体に対し約 628% を上回る 3518 体とする。

また、制御棒の貯蔵容量については、制御棒貯蔵ハンガの耐震性を考慮し、制御棒貯蔵ハンガ及び制御棒・破損燃料貯蔵ラックの貯蔵容量を合わせ 106 本としている。

燃料プールを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、燃料集合体 3518 体、制御棒 106 本とする。

2. 個数の設定根拠

燃料プールは、設計基準対象施設として使用済燃料、新燃料及び制御棒を貯蔵するために必要な個数である 1 個設置する。

燃料プールは、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

2.2 使用済燃料貯蔵ラック

名 称		使用済燃料貯蔵ラック							
容 量	体	130	143	144	100	110	120	132	
個 数	—	1	2	4	3	9	7	3	

【設 定 根 拠】

(概 要)

・ 設計基準対象施設

使用済燃料貯蔵ラックは、設計基準対象施設として中性子吸収材であるほう素を添加したステンレス鋼を使用するとともに適切な燃料間距離をとることにより、燃料を貯蔵容量最大で貯蔵し、かつ燃料プール水温及び使用済燃料貯蔵ラック内燃料貯蔵位置等について、想定されるいかなる場合でも実効増倍率を 0.95 以下に保ち、貯蔵燃料の臨界を防止するために設置する。

・ 重大事故等対処設備

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵設備として使用する使用済燃料貯蔵ラックは、以下の機能を有する。

使用済燃料貯蔵ラックは、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合において燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。

重大事故等時に使用する使用済燃料貯蔵ラックは、実効増倍率が最も高くなる冠水状態においても実効増倍率は不確定性を含めて 0.95 以下で臨界を防止できる設計とする。

使用済燃料貯蔵ラックは、燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が異常に低下した場合において燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。

重大事故等時に使用する使用済燃料貯蔵ラックは、いかなる一様な水密度であっても実効増倍率は不確定性を含めて 0.95 以下で臨界を防止できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する使用済燃料貯蔵ラックの合計容量は、燃料プールの容量と同じ 3518 体*とする。

なお、使用済燃料貯蔵ラックは、新燃料を一時的に仮置きすることも考慮した設計とし、各々のラックの貯蔵容量及び個数は、適切な燃料プール内配置となるように決定している。

使用済燃料貯蔵ラックを重大事故等時ににおいて使用する場合の合計容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3518 体*とする。

【設 定 根 拠】（続き）

注記＊：燃料集合体の貯蔵容量として 130 体貯蔵可能なラックを 1 個，143 体貯蔵可能なラックを 2 個，144 体貯蔵可能なラックを 4 個，100 体貯蔵可能なラックを 3 個，110 体貯蔵可能なラックを 9 個，120 体貯蔵可能なラックを 7 個，132 体貯蔵可能なラックを 3 個設置するため，

$$130 + (143 \times 2) + (144 \times 4) + (100 \times 3) + (110 \times 9) + (120 \times 7) + (132 \times 3) = 3518 \text{ 体}$$

上記より 3518 体となる。

2. 個数の設定根拠

使用済燃料貯蔵ラックは，設計基準対象施設として使用済燃料及び新燃料を貯蔵するために必要な個数である，燃料プール内に 130 体ラックを 1 個，143 体ラックを 2 個，144 体ラックを 4 個，100 体ラックを 3 個，110 体ラックを 9 個，120 体ラックを 7 個，132 体ラックを 3 個設置する。

使用済燃料貯蔵ラックは，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設として燃料プール内に 130 体ラックを 1 個，143 体ラックを 2 個，144 体ラックを 4 個，100 体ラックを 3 個，110 体ラックを 9 個，120 体ラックを 7 個，132 体ラックを 3 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

2.3 破損燃料貯蔵ラック

名	称	制御棒・破損燃料貯蔵ラック
容	量	体（又は本） 10
個	数	— 1
<p>【設定根拠】 (概要) 制御棒・破損燃料貯蔵ラックは、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として制御棒及び破損した燃料を貯蔵するために、燃料プール内に設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠 設計基準対象施設として使用する制御棒・破損燃料貯蔵ラックの容量は、破損した燃料の発生量を先行BWRプラントの実績を踏まえ最大8体と想定し、残り2本分は制御棒の貯蔵が可能な容量とし、10体（又は本）としている。 また、ラックの貯蔵容量及び個数は適切な燃料プール内配置となるように決定している。</p> <p>制御棒・破損燃料貯蔵ラックを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、10体（又は本）とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠 制御棒・破損燃料貯蔵ラックは、制御棒及び破損した燃料を貯蔵するために必要な個数として先行BWRプラントの実績を踏まえ制御棒及び破損した燃料を貯蔵可能なように、燃料プール内に1個設置する。</p> <p>制御棒・破損燃料貯蔵ラックは、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

2.4 制御棒貯蔵ハンガ

名	称	制御棒貯蔵ハンガ	
容	量	本/個	
		64 (4本×16列)	32 (2本×16列)
個	数	—	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>制御棒貯蔵ハンガは、設計基準対象施設として制御棒を貯蔵するために燃料プール内に設置する。制御棒は、サイトバンカ貯蔵プールで最終的に保管するが、構内搬送するまでの間、一時的に燃料プールで保管するため、制御棒貯蔵ハンガを燃料プールに設置する。</p> <p>なお、制御棒貯蔵ハンガの耐震性確保を考慮して以下のとおり容量を変更するが、廃棄する制御棒をサイトバンカ貯蔵プールで全て貯蔵する設計方針に変更はないことから、放射性廃棄物の貯蔵能力には影響しない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 96本 (6本×16列) → 64本 (4本×16列) ・ 48本 (3本×16列) → 32本 (2本×16列) <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する制御棒貯蔵ハンガの容量は、制御棒の廃棄時に制御棒貯蔵ハンガに一時的に保管する本数を基に設定する。</p> <p>定期検査ごとの制御棒の廃棄量の実績は最大21本^{*1}であるため、これを上回る96本^{*2}とする。</p> <p>なお、制御棒貯蔵ハンガに一時的に保管した制御棒は、96本以内になるよう適宜サイトバンカ貯蔵プールへ構内搬送を実施する。</p> <p>注記*1：添付書類VI-1-3-5「使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書」参照</p> <p>*2：制御棒の貯蔵量について64本貯蔵可能なハンガを1個と32本貯蔵可能なハンガを1個設置するため、</p> $(4 \times 16) \times 1 + (2 \times 16) \times 1 = 96 \text{本}$ <p>上記より 96 本となる。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>制御棒貯蔵ハンガの個数は、設計基準対象施設として制御棒を96本貯蔵するのに必要な個数である、64体ハンガを1個、32体ハンガを1個設置する。</p>			

2.5 使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置

名	称	燃料プール温度
個	数	—
		1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>燃料プール温度は，設計基準対象施設として燃料プールの温度を計測するとともに，計測結果を表示し，記録し，及び保存するために設置する。</p> <p>燃料プール温度は，設計基準対象施設として燃料プールの水温の著しい上昇を確実に検知し，自動的に警報するために設置する。</p> <p>燃料プール温度の装置の構成，計測範囲等については，添付書類VI-1-3-1「使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>燃料プール温度は，設計基準対象施設として燃料プールの温度を計測するために必要な個数であり，当該温度を計測可能なように1個設置する。</p>		

名	称	燃料プール冷却ポンプ入口温度
個	数	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>燃料プール冷却ポンプ入口温度は、設計基準対象施設として燃料プールの温度を計測するとともに、計測結果を表示し、記録し、及び保存するために設置する。</p> <p>燃料プール冷却ポンプ入口温度は、設計基準対象施設として燃料プールの水温の著しい上昇を確実に検知し、自動的に警報するために設置する。</p> <p>燃料プール冷却ポンプ入口温度の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-3-1「使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>燃料プール冷却ポンプ入口温度は、設計基準対象施設として燃料プールの温度を計測するために必要な個数であり、当該温度を計測可能なように1個設置する。</p>		

名	称	燃料プール水位・温度（S A）
個	数	1（検出点7箇所）
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 <p>燃料プール水位・温度（S A）は、設計基準対象施設として燃料プールの温度及び水位を計測するとともに、計測結果を表示し、記録し、及び保存するために設置する。</p> <p>燃料プール水位・温度（S A）は、設計基準対象施設として燃料プールの水温の著しい上昇又は水位の著しい低下を確実に検知し、自動的に警報するために設置する。</p> ・重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち燃料プールの温度及び水位を監視する装置として使用する燃料プール水位・温度（S A）は、以下の機能を有する。</p> <p>燃料プール水位・温度（S A）は、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合において燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置するとともに、燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が異常に低下した場合において燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>また、燃料プール水位・温度（S A）は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>燃料プール水位・温度（S A）の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-3-1「使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>燃料プール水位・温度（S A）は、設計基準対象施設として燃料プールの温度及び水位を計測するために必要な個数であり、当該温度及び水位を計測可能なように1個（検出点7箇所*）設置する。</p> <p>燃料プール水位・温度（S A）は、設計基準対象施設として1個（検出点7箇所*）設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>注記*：7箇所のうち6箇所は、ヒータ付熱電対であり温度及び水位を計測可能、7箇所のうち1箇所は、ヒータが付いていない熱電対であり温度を計測可能</p>		

名	称	燃料プール水位 (S A)
個	数	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち燃料プールの水位を監視する装置として使用する燃料プール水位 (S A) は、以下の機能を有する。</p> <p>燃料プール水位 (S A) は、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により、燃料プールの水位が低下した場合において燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置するとともに、燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が異常に低下した場合において燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>また、燃料プール水位 (S A) は、重大事故等が発生し、計測機器 (非常用のものを含む。) の故障により重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>燃料プール水位 (S A) の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-3-1「使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>燃料プール水位 (S A) は、重大事故等対処設備として燃料プールの水位を計測するために必要な個数であり、当該水位を計測可能なように1個設置する。</p>		

3. 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備

3.1 燃料プール冷却系

名	称	燃料プール冷却系熱交換器
容量（設計熱交換量）	MW/個	□以上（1.88）
最高使用圧力	MPa	管側 1.37 / 胴側 1.37
最高使用温度	℃	管側 66 / 胴側 85
伝熱面積	m ² /個	□以上（□）
個数	—	2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 燃料プール冷却系熱交換器は、設計基準対象施設として燃料プールに貯蔵された使用済燃料から発生する崩壊熱の除去し、燃料プールを冷却するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（燃料プール冷却系）として使用する燃料プール冷却系熱交換器は、以下の機能を有する。 燃料プール冷却系熱交換器は、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合において燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮断し、及び臨界を防止するために設置する。 システム構成は、重大事故等時において、燃料プールの水を燃料プール冷却ポンプにより燃料プール冷却系熱交換器を経由して循環させることで、燃料プールを冷却できる設計とする。 <p>1. 容量の設定根拠 設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却系熱交換器の容量（設計熱交換量）は、過去に取り出された使用済燃料と、燃料取替のため原子炉から1回分の取替え使用済燃料を取り出して燃料プール内に使用済燃料を貯蔵した場合に、取り出した使用済燃料から発生する崩壊熱の合計として定義する通常時最大熱負荷の□MWを2個の熱交換器で除去でき、燃料プール水温を□℃以下に維持可能な容量として□MW/個以上とする。</p> <p>燃料プール冷却系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の容量（設計熱交換量）は、通常運転中に設計基準対象施設として有する燃料プールの除熱機能が喪失した場合に想定する燃料プールの熱負荷□MWを原子炉補機代替冷却系から冷却水が供給される1個の燃料プール冷却系熱交換器で除去でき、燃料プール水温が重大事故等時における使用時の温度□℃以下に維持可能な容量とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

重大事故等時における燃料プールの熱交換量 \square MW を満足する必要伝熱面積が \square m² に対し、設計基準対象施設として使用する場合の容量 \square MW を満足する必要伝熱面積は \square m² であり、設計基準対象施設として使用する場合の必要伝熱面積に包括される。

以上より、燃料プール冷却系熱交換器の重大事故等時における容量（設計熱交換量）は、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 \square MW/個以上とする。

公称値については、 \square 1.88MW/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

(1) 管側

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却系熱交換器（管側）の最高使用圧力は、主配管「燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器出口ライン合流部～燃料プール冷却系熱交換器」の最高使用圧力に合わせて 1.37MPa とする。

燃料プール冷却系熱交換器（管側）を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器出口ライン合流部～燃料プール冷却系熱交換器」の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

(2) 胴側

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却系熱交換器（胴側）の最高使用圧力は、原子炉補機冷却系主配管「A-中央制御室空調換気設備冷却系冷凍機入口ライン分岐部～A-燃料プール冷却系熱交換器」及び「原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部（胴側）」の最高使用圧力に合わせて、1.37MPa とする。

燃料プール冷却系熱交換器（胴側）を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却系主配管「A-中央制御室空調換気設備冷却系冷凍機入口ライン分岐部～A-燃料プール冷却系熱交換器」及び「原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部（胴側）」の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

(1) 管側

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却系熱交換器（管側）の最高使用温度は、主配管「燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器出口ライン合流部～燃料プール冷却系熱交換器」の最高使用温度に合わせて、66℃とする。

燃料プール冷却系熱交換器（管側）を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器出口ライン合流部～燃料プール冷却系熱交換器」の使用温度と同じ 66℃とする。

【設 定 根 拠】（続き）

(2) 胴側

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却系熱交換器（胴側）の最高使用温度は、原子炉補機冷却系主配管「A-中央制御室空調換気設備冷却系冷凍機入口ライン分岐部～A-燃料プール冷却系熱交換器」及び「原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部（胴側）」の最高使用温度に合わせて、85℃とする。

燃料プール冷却系熱交換器（胴側）を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉補機冷却系主配管「A-中央制御室空調換気設備冷却系冷凍機入口ライン分岐部～A-燃料プール冷却系熱交換器」及び「原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部（胴側）」の使用温度と同じ85℃とする。

4. 伝熱面積の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却系熱交換器の伝熱面積は、設計基準対象施設として使用する場合の容量（設計熱交換量）MW/個を満足するために必要な伝熱面積がm²/個であることから、これを上回る伝熱面積としてm²/個とする。

燃料プール冷却系熱交換器を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時において使用する場合に必要な伝熱面積がm²であり、設計基準対象施設として使用する場合の容量（設計熱交換量）MWを満足するために必要な伝熱面積m²に包括されることから設計基準対象施設と同仕様で設計し、m²/個以上とする。

公称値については、設計確認値であるm²/個を上回るm²/個とする。

5. 個数の設定根拠

燃料プール冷却系熱交換器は、設計基準対象施設として使用済燃料からの崩壊熱を除去し、燃料プールの水を冷却するために必要な個数である各系列に1個とし、合計2個設置する。

燃料プール冷却系熱交換器は、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称	燃料プール冷却ポンプ	
容 量	m ³ /h/個	□以上 (198)
揚 程	m	□以上 (88)
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.37
最 高 使 用 温 度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	110
個 数	—	2

【設 定 根 拠】

(概 要)

・ 設計基準対象施設

燃料プール冷却ポンプは、設計基準対象施設としてスキマサージタンクから燃料プール冷却系熱交換器に燃料プール水を昇圧し、燃料プール冷却系ろ過脱塩器及び燃料プール冷却系熱交換器に通した後、燃料プールに戻すために設置する。

・ 重大事故等対処設備

重大事故等時に、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（燃料プール冷却系）として使用する燃料プール冷却ポンプは、以下の機能を有する。

燃料プール冷却ポンプは、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合において燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、重大事故等時において、燃料プール水を燃料プール冷却ポンプにより燃料プール冷却系熱交換器等を経由して循環させることで、燃料プールを冷却できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却ポンプの容量は、燃料プール冷却ポンプ1台で燃料プール水量を1日2回循環させる流量□m³/hを上回る容量として、ろ過脱塩装置浄化能力、熱交換器経済的設計等を考慮し、□m³/h/個以上とする。

燃料プール冷却ポンプを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、□m³/h/個以上とする。

公称値については、□198m³/h/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

2. 揚程の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却ポンプの揚程は、施設時と系統構成を含めて変わらないため、水頭、機器圧力損失、配管・機器の圧力損失ろ過脱塩装置の圧力損失を基に設定する。

① 静水頭	:	<input type="text"/>	m
② 配管・機器圧力損失	:	<input type="text"/>	m
機器圧力損失	:	<input type="text"/>	m
配管・弁類圧力損失	:	<input type="text"/>	m
合計		<input type="text"/>	m
③ ろ過脱塩装置圧損	:	<input type="text"/>	m
④ ①～③の合計	:	<input type="text"/>	m

上記から、燃料プール冷却ポンプの揚程は、m を上回る m 以上とする。

燃料プール冷却ポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器を経由せず、圧力損失が設計基準対象施設として使用する場合よりも小さいため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、m 以上とする。

公称値については、88m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却ポンプの最高使用圧力は、静水頭、及び燃料プール冷却ポンプ締切揚程を基に設定する。

① 静水頭	:	<input type="text"/>	MPa
② ポンプ締切揚程	:	<input type="text"/>	MPa
③ ①～②の合計	:	<input type="text"/>	MPa

上記から、燃料プール冷却ポンプの最高使用圧力は、MPa を上回る 1.37MPa とする。

燃料プール冷却ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、1.37MPa とする。

【設 定 根 拠】（続き）

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却ポンプの最高使用温度は、主配管「残留熱除去系分岐部～燃料プール冷却ポンプ」の最高使用温度に合わせ、66℃とする。

燃料プール冷却ポンプを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系分岐部～燃料プール冷却ポンプ」の使用温度と同じ66℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却ポンプの原動機出力は、燃料プール冷却ポンプの定格流量点での軸動力を基に設定する。

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

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

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

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

P	: 軸動力 (kW)	
P _w	: 水動力 (kW)	
ρ	: 密度 (kg/m ³)	= 1000
g	: 重力加速度 (m/s ²)	= 9.80665
Q	: 容量 (m ³ /s)	= 198 / 3600
H	: 揚程 (m)	= 88
η	: ポンプ効率 (%) (設計計画値)	= <input type="text"/>

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{198}{3600} \right) \times 88}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

定格流量点における燃料プール冷却ポンプの流量は 198m³/h、揚程は 88m であり、その時の燃料プール冷却ポンプの必要軸動力は kW となる。

以上より、燃料プール冷却ポンプの原動機出力は、軸動力 kW を上回る 110kW/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

燃料プール冷却ポンプを重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、重大事故等時の容量及び揚程が設計基準対象施設の容量及び揚程と同仕様であるため、設計基準対象施設として使用する場合の原動機出力と変わらない。

以上より、設計基準対象施設と同仕様で設計し、110kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

燃料プール冷却ポンプ（原動機含む。）は、設計基準対象施設としてスキマサージタンクから供給される燃料プール水を昇圧し、燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器に通した後、燃料プールに戻すために必要な個数である各系列に1個とし、合計2個設置する。

燃料プール冷却ポンプ（原動機含む。）は、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	スキマサージタンク
容	量	m ³ /個 15
個	数	— 2

【設 定 根 拠】
(概 要)

- 設計基準対象施設

スキマサージタンクは、設計基準対象施設として燃料プール水位の維持、燃料プール水上澄液の除去、及び燃料プール冷却ポンプの安定な運転のためオーバーフロー水を一時的に受け入れるために設置する。
- 重大事故等対処設備

重大事故等時に、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（燃料プール冷却系）として使用するスキマサージタンクは、以下の機能を有する。

スキマサージタンクは、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合において燃料プール内燃料貯蔵体等を冷却し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、重大事故等時において、燃料プール及び原子炉ウェルからのオーバーフロー水を燃料プール冷却ポンプにより燃料プール冷却系熱交換器を経由して循環させることで、燃料プールを冷却できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスキマサージタンクの容量は、使用済燃料輸送容器を燃料プールと連通しているキャスク置場の水中に吊り込んだ時の排水量をスキマサージタンク 2 個で吸収するために必要な容量 m³、燃料プール水の蒸発に対する補給頻度（2 日に 1 回程度の補給頻度）を考慮した容量 m³ 及びタンク底部での渦吸込防止に必要な容量 m³ を基にして設定しており、必要な容量は m³ となる。

以上より、スキマサージタンクの容量は m³ を上回る 15.0m³/個とする。

スキマサージタンクを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m³ を上回る 15.0m³ とする。

【設 定 根 拠】（続き）

2. 個数の設定根拠

スキマサージタンクは、設計基準対象施設としてスキマ堰を超えて流出する燃料プール水を受け入れるために必要な個数である 2 個設置する。

スキマサージタンクは、設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	スキマサージタンク ～ 残留熱除去系分岐部
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
外	径	mm
		267.4 / 318.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、スキマサージタンクから残留熱除去系分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、燃料プールの水を燃料プール冷却系により冷却するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1，D 2として下記に示す。</p> <p>燃料プール冷却系主配管の設計仕様を表 3.1-1 燃料プール冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1：静水頭</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、スキマサージタンクが開放型であるため、静水頭とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、静水頭とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1：66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、燃料プールの最大熱負荷時における燃料プールの制限温度 65℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、66℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する燃料プール冷却ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する燃料プール冷却ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm, 318.5mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	267.4	9.3	250	0.04862	□*	□	□
D 2	318.5	10.3	300	0.06970	□*	□	□

注記*：残留熱除去系との共同運転時の設定流量

名 称		残留熱除去系分岐部 ～ 燃料プール冷却ポンプ
最高使用圧力	MPa	静水頭 / 1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	318.5 / 267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系分岐部から燃料プール冷却ポンプまでを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、燃料プールの水を燃料プール冷却系により冷却するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1， P 2， 最高使用温度の設定根拠をT 1， 外径の設定根拠をD 3， D 4として下記に示す。</p> <p>燃料プール冷却系主配管の設計仕様を表 3.1-1 燃料プール冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 静水頭</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、スキマサージタンクが開放型であるため、静水頭とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、静水頭とする。</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 2は、燃料プール冷却ポンプの最高使用圧力に合わせて、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 66℃

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、燃料プールの最大熱負荷時における燃料プールの制限温度 65℃を上回る 66℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、66℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する燃料プール冷却ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する燃料プール冷却ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカ社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm, 267.4mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	318.5	10.3	300	0.06970	□	□	□
D 4	267.4	9.3	250	0.04862	□	□	□

名	称	燃料プール冷却ポンプ ～ 燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	165.2 / 216.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、燃料プール冷却ポンプから燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、燃料プールの水を燃料プール冷却系により冷却するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 5，D 6として下記に示す。</p> <p>燃料プール冷却系主配管の設計仕様を表 3.1-1 燃料プール冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 2は、燃料プール冷却ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、燃料プールの最大熱負荷時における燃料プールの制限温度 65℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、66℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する燃料プール冷却ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する燃料プール冷却ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mm, 216.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	165.2	7.1	150	0.01791	□	□	□
D 6	216.3	8.2	200	0.03138	□	□	□

名 称		燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器入口ライン分岐部 ～ 燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	216.3

【設 定 根 拠】

(概 要)

本配管は、燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器入口ライン分岐部から燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器出口ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、燃料プールの水を燃料プール冷却系により冷却するために設置する。

本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 6 として下記に示す。

燃料プール冷却系主配管の設計仕様を表 3.1-1 燃料プール冷却系主配管の設計仕様表に示す。

1. 最高使用圧力の設定根拠

P 2 : 1.37MPa

重大事故等対処設備として使用する本配管の最高使用圧力 P 2 は、燃料プール冷却ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 66℃

重大事故等対処設備として使用する本配管の最高使用温度は、燃料プールの最大熱負荷時における燃料プールの制限温度 65℃を上回る 66℃とする。

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する燃料プール冷却ポンプの容量を基に設定しており、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの実績に基づいた標準流速を目安に選定し、216.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 6	216.3	8.2	200	0.03138	□	□	□

名	称	燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器出口ライン合流部 ～ 燃料プール冷却系熱交換器	
最高使用圧力	MPa	1.37	
最高使用温度	℃	66	
外	径	mm	216.3 / 165.2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器出口ライン合流部から燃料プール冷却系熱交換器までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、燃料プールの水を燃料プール冷却系により冷却するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 6，D 5として下記に示す。</p> <p>燃料プール冷却系主配管の設計仕様を表 3.1-1 燃料プール冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 2は、燃料プール冷却ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、燃料プールの最大熱負荷時における燃料プールの制限温度 65℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、66℃とする。</p>			

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する燃料プール冷却ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する燃料プール冷却ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mm, 165.2mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 6	216.3	8.2	200	0.03138	□	□	□
D 5	165.2	7.1	150	0.01791	□	□	□

名 称	燃料プール冷却系熱交換器 ～ 弁 V216-9	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	165.2 / 216.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、燃料プール冷却系熱交換器から弁 V216-9 までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、燃料プールの水を燃料プール冷却系により冷却するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 5，D 6 として下記に示す。</p> <p>燃料プール冷却系主配管の設計仕様を表 3.1-1 燃料プール冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p style="margin-left: 2em;"><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 2 は、燃料プール冷却ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p style="margin-left: 2em;"><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、燃料プールの最大熱負荷時における燃料プールの制限温度 65℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、66℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する燃料プール冷却ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する燃料プール冷却ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mm, 216.3mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	165.2	7.1	150	0.01791	□	□	□
D 6	216.3	8.2	200	0.03138	□	□	□

名 称		弁 V216-9 ～ 南側散水管分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	216.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、弁 V216-9 から南側散水管分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、燃料プールの水を燃料プール冷却系により冷却するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 6 として下記に示す。</p> <p>燃料プール冷却系主配管の設計仕様を表 3.1-1 燃料プール冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p style="margin-left: 2em;"><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 2 は、燃料プール冷却ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p style="margin-left: 2em;"><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、燃料プールの最大熱負荷時における燃料プールの制限温度 65℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、66℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する燃料プール冷却ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する燃料プール冷却ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 6	216.3	8.2	200	0.03138	□	□	□

名 称		南側散水管分岐部 ～ 残留熱除去系合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、南側散水管分岐部から残留熱除去系合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、燃料プールの水を燃料プール冷却系により冷却するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>燃料プール冷却系主配管の設計仕様を表 3.1-1 燃料プール冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p style="margin-left: 2em;"><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 2は、燃料プール冷却ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p style="margin-left: 2em;"><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、燃料プールの最大熱負荷時における燃料プールの制限温度 65℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、66℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する燃料プール冷却ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する燃料プール冷却ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，267.4mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	267.4	9.3	250	0.04862	□	□	□

名 称		残留熱除去系合流部 ～ 燃料プール
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	165.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系合流部から燃料プールまでを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、燃料プールの水を燃料プール冷却系により冷却するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 5 として下記に示す。</p> <p>燃料プール冷却系主配管の設計仕様を表 3.1-1 燃料プール冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p style="margin-left: 2em;"><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 2 は、燃料プール冷却ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p style="margin-left: 2em;"><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、燃料プールの最大熱負荷時における燃料プールの制限温度 65℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、66℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する燃料プール冷却ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する燃料プール冷却ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	165.2	7.1	150	0.01791	□*1	□*2	□

注記*1：残留熱除去系との共同運転時の設定流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（ステンレス鋼で□m/s）を下回るため問題ない。

名 称	南側散水管分岐部 ～ 燃料プール	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	165.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、南側散水管分岐部から燃料プールまでを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、燃料プールの水を燃料プール冷却系により冷却するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 5 として下記に示す。</p> <p>燃料プール冷却系主配管の設計仕様を表 3.1-1 燃料プール冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p style="margin-left: 2em;"><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 2 は、燃料プール冷却ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p style="margin-left: 2em;"><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、燃料プールの最大熱負荷時における燃料プールの制限温度 65℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、66℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する燃料プール冷却ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する燃料プール冷却ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	165.2	7.1	150	0.01791	□*1	□*2	□

注記*1：残留熱除去系との共同運転時の設定流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（ステンレス鋼で □m/s）を下回るため問題ない。

表 3.1-1 燃料プール冷却系主配管の設計仕様表 (その1)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
燃料 プ ール 冷 却 系	スキマサージタンク ～ 残留熱除去系分岐部	静水頭	P 1	66	T 1	267.4	D 1
						318.5 /267.4	—
						318.5 /318.5 /267.4	—
						318.5	D 2
						318.5	—
						318.5 /— /318.5	—
	残留熱除去系分岐部 ～ 燃料プール冷却ポンプ	静水頭	P 1	66	T 1	318.5	—
						318.5	D 3
		1.37	P 2	66	T 1	318.5	D 3
						318.5	—
						318.5 /318.5	—
						318.5 /—	—
						318.5 /318.5 /267.4	—
						318.5 /267.4	—
						267.4	D 4
						267.4	—
						267.4	—
						267.4 /216.3	—

S2 補 VI-1-1-5-2 R1

表 3.1-1 燃料プール冷却系主配管の設計仕様表 (その2)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
燃料 プ ール 冷 却 系	燃料プール冷却ポンプ ～ 燃料プール冷却系ろ過 脱塩装置ろ過脱塩器入 口ライン分岐部	1.37	P 2	66	T 1	216.3	—
	/165.2					—	
	165.2					D 5	
	165.2					—	
	216.3					—	
	/216.3					—	
	/165.2					—	
	216.3	D 6					
	216.3	—					
	216.3	—					
	/216.3	—					
	/—	—					
	燃料プール冷却系ろ過 脱塩装置ろ過脱塩器入 口ライン分岐部 ～ 燃料プール冷却系ろ過 脱塩装置ろ過脱塩器出 口ライン合流部	1.37	P 2	66	T 1	216.3	D 6
	216.3					—	
	216.3					D 6	
	216.3					—	
	216.3					D 6	
	燃料プール冷却系ろ過 脱塩装置ろ過脱塩器出 口ライン合流部 ～ 燃料プール冷却系熱交 換器	1.37	P 2	66	T 1	216.3	—
/—	—						
/216.3	—						
216.3	D 6						
216.3	—						
/216.3	—						
/165.2	—						
216.3	—						
/165.2	—						
165.2	D 5						
165.2	—						
165.2	—						
/165.2	—						
/—	—						

S2 補 VI-1-1-5-2 R1

表 3.1-1 燃料プール冷却系主配管の設計仕様表 (その3)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
燃料 プール 冷却系	燃料プール冷却系熱交 換器 ～ 弁V216-9	1.37	P 2	66	T 1	165.2	D 5
						165.2	—
						216.3 /216.3 /165.2	—
						165.2 /165.2 /—	—
						216.3 /165.2	—
						216.3	D 6
						216.3	—
						216.3 /216.3 /—	—
	弁V216-9 ～ 南側散水管分岐部	1.37	P 2	66	T 1	216.3	D 6
						216.3	—
						267.4 /216.3	—
						267.4 /267.4 /165.2	—
	南側散水管分岐部 ～ 残留熱除去系合流部	1.37	P 2	66	T 1	267.4	D 7
	残留熱除去系合流部 ～ 燃料プール	1.37	P 2	66	T 1	267.4 /— /165.2	—
165.2						D 5	
165.2						—	
南側散水管分岐部 ～ 燃料プール	1.37	P 2	66	T 1	165.2	D 5	
					165.2	—	
					165.2	—	

S2 補 VI-1-1-5-2 R1

3.2 燃料プールスプレイ系

名	称	大量送水車
容	量	m ³ /h/個
		48 以上, 48 以上, 48 以上, 120 以上, 70 以上, 120 以上, 120 以上, 120 以上, 150 以上, 150 以上 (168 以上)
吐	出	圧
力		MPa
		1.36 以上, 0.48 以上, 1.36 以上, 1.58 以上, 1.21 以上, 0.33 以上, 0.99 以上, 1.38 以上, 1.37 以上, 1.44 以上, 0.42 以上 (0.85 以上)
最	高	使
用	圧	力
		MPa
最	高	使
用	温	度
		℃
原	動	機
出	力	
		kW/個
個	数	—
		4 (予備 1)

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プールスプレイ系)として使用する大量送水車は、以下の機能を有する。

大量送水車は、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合において、燃料プール内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、残留熱除去系(燃料プール冷却機能)及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、燃料プールスプレイ系配管又はホース等を経由して可搬型スプレイノズル又は常設スプレイヘッドから燃料プールへ注水することで、燃料プールの水位を維持できる設計とする。また、海を水源とする場合は大量送水車2台を直列に接続して使用できる設計とする。

大量送水車は、燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が異常に低下した場合において燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位が異常に低下した場合において、大量送水車より、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、燃料プールスプレイ系配管又はホース等を経由しては可搬型スプレイノズル又は常設スプレイヘッドから燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。また、海を水源とする場合は大量送水車2台を直列に接続して使用できる設計とする。

【設 定 根 拠】（続き）

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）として使用する大量送水車は、以下の機能を有する。

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

系統構成は、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合には海を水源として、低圧原子炉代替注水系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。また、海を水源とする場合は大量送水車2台を直列に接続して使用できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（水の供給設備）として使用する大量送水車は、以下の機能を有する。

大量送水車は、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は、重大事故等時において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合には海を水源として、ホース等を経由して低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系）として使用する大量送水車は、以下の機能を有する。

大量送水車は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）の機能が喪失した場合において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合には海を水源として、格納容器代替スプレイ系等を経由して A-ドライウェルスプレイ管及び B-ドライウェルスプレイ管からドライウェルス内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。また、海を水源とする場合は大量送水車2台を直列に接続して使用できる設計とする。

【設定根拠】（続き）

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

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、格納容器代替スプレイ系等を経由して A-ドライウェルスプレイ管及び B-ドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。また、海を水源とする場合は大量送水車 2 台を直列に接続して使用できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（ペDESTAL代替注水系）として使用する大量送水車は、以下の機能を有する。

大量送水車は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、ペDESTAL代替注水系等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。また、海を水源とする場合は大量送水車 2 台を直列に接続して使用できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧原子炉代替注水系）として使用する大量送水車は、以下の機能を有する。

大量送水車は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、低圧原子炉代替注水系等を経由し、原子炉圧力容器に注水することで溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。また、海を水源とする場合は大量送水車 2 台を直列に接続して使用できる設計とする。

重大事故等時に使用する大量送水車は、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）としての原子炉圧力容器への注水と、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系）としての原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する機能を有する。

【設定根拠】(続き)

重大事故等時の有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において実施するケースは、「全交流動力電源喪失(長期TB)」、「全交流動力電源喪失(TBU)」、「全交流動力電源喪失(TBD)」又は「全交流動力電源喪失(TBP)」である。この場合、原子炉圧力容器への注水流量 $30\text{m}^3/\text{h}$ 及び原子炉格納容器内へのスプレイ流量 $120\text{m}^3/\text{h}$ で同時に実施できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

- (1) 燃料プールへ注水する場合の容量(可搬型スプレイノズル使用時) $48\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

大量送水車を重大事故等時において核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として可搬型スプレイノズルを用いた燃料プールへの注水に使用する場合は、燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)の想定事故1及び想定事故2において有効性が確認されている燃料プールへの注水量が $48\text{m}^3/\text{h}$ であることから、 $48\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

- (2) 燃料プールへ注水する場合の容量(常設スプレイヘッド使用時) $48\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

大量送水車を重大事故等時において核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として常設スプレイヘッドを用いた燃料プールへの注水に使用する場合は、燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)の想定事故1及び想定事故2において有効性が確認されている燃料プールへの注水量が $48\text{m}^3/\text{h}$ であることから、 $48\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

- (3) 燃料プールへスプレイする場合の容量(可搬型スプレイノズル使用時) $48\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

大量送水車を重大事故等時において核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として可搬型スプレイノズルを用いた燃料プールへのスプレイに使用する場合は、添付書類VI-1-3-4「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」において蒸発量を上回ることが確認されているスプレイ量を満足する値として、 $48\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

- (4) 燃料プールへスプレイする場合の容量(常設スプレイヘッド使用時) $120\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

大量送水車を重大事故等時において核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として常設スプレイヘッドを用いた燃料プールへのスプレイに使用する場合は、添付書類VI-1-3-4「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」において蒸発量を上回ることが確認されているスプレイ量を満足する値として、 $120\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

【設 定 根 拠】（続き）

(5) 原子炉圧力容器へ注水する場合の容量 70m³/h/個以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧原子炉代替注水系）として原子炉圧力容器への注水時に使用する場合の容量は、炉心損傷防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、「全交流動力電源喪失（長期TB）」、「全交流動力電源喪失（TBU）」、「全交流動力電源喪失（TBD）」又は「全交流動力電源喪失（TBP）」において有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量が70m³/hであることから、70m³/h/個以上とする。

(6) 低圧原子炉代替注水槽へ供給する場合の容量 120m³/h/個以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（水の供給設備）として低圧原子炉代替注水槽への供給に使用する場合の容量は、炉心損傷防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、「高圧・低圧注水機能喪失」において有効性が確認されている低圧原子炉代替注水槽への供給流量が120m³/hであることから、120m³/h/個以上とする。

(7) 輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ供給する場合の容量 120m³/h/個以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（水の供給設備）として輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への供給に使用する場合の容量は、重大事故等の収束に必要な量の水源を確保するための供給流量が120m³/hであることから、120m³/h/個以上とする。

(8) 原子炉格納容器へスプレイする場合の容量 120m³/h/個以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系）として原子炉格納容器スプレイ時に使用する場合の容量は、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、「高圧・低圧注水機能喪失」，「全交流動力電源喪失（長期TB）」，「全交流動力電源喪失（TBU）」，「全交流動力電源喪失（TBD）」，「全交流動力電源喪失（TBP）」，「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」，「LOCA時注水機能喪失」，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」，「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」，「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」又は「溶融炉心・コンクリート相互作用」において有効性が確認されている原子炉格納容器へのスプレイ流量が120m³/hであることから、120m³/h/個以上とする。

【設 定 根 拠】（続き）

(9) 原子炉格納容器下部へ注水する場合の容量 120m³/h/個以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（ペDESTAL代替注水系）として原子炉格納容器下部注水時に使用する場合の容量は、格納容器破損防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注水流量が 120m³/h であることから、120m³/h/個以上とする。

(10) 原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する場合の容量 150m³/h/個以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系）として原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する場合の容量は、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、「全交流動力電源喪失（長期TB）」、「全交流動力電源喪失（TBU）」、「全交流動力電源喪失（TBD）」又は「全交流動力電源喪失（TBP）」において有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量が30m³/h、原子炉格納容器内へのスプレイ流量が120m³/hであることから、150m³/h/個以上とする。

(11) 取水した海水を大量送水車に送水する場合の容量 150m³/h/個以上

大量送水車を直列に接続し、上流の大量送水車で取水した海水を下流の大量送水車に送水する場合の上流側の大量送水車の容量は、送水先である下流の大量送水車の最大送水流量が原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する場合の150m³/hであることから、150m³/h/個以上とする。

公称値について大量送水車は、消防法に基づく技術上の規格（A-1級）を満足するものを採用していることから、その規格上要求される容量168m³/h/個以上とする。

2. 吐出圧力の設定根拠

(1) 燃料プールへ注水する場合の吐出圧力（可搬型スプレイノズル使用時） 1.36MPa 以上

大量送水車を重大事故等時において核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として可搬型スプレイノズルを用いた燃料プールへの注水に使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる原子炉建物南側扉を使用する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

【設 定 根 拠】（続き）

① 水源と移送先の圧力差	: 約 0.01MPa
② 静水頭	: 約 0.26MPa
③ ホース*圧損	: 約 0.47MPa
④ ホース*湾曲による影響	: 約 0.09MPa
⑤ 機器及び配管*・弁類圧損	: 約 0.53MPa
⑥ 系統要求値（①+②+③+④+⑤の合計）	: 約 1.36MPa

以上より、可搬型スプレイノズルを用いた燃料プールへの注水に使用する大量送水車の吐出圧力は1.36MPa以上とする。

注記*：原子炉建物南側扉を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m ホース
- ・可搬型スプレイノズル

なお原子炉建物機器搬出入口を使用する場合の配管・ホースは以下のとおりであり、必要となる吐出圧力約 1.36MPa を下回る。

- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m ホース
- ・可搬型スプレイノズル

(2) 燃料プールへ注水する場合の吐出圧力（常設スプレイヘッド使用時） 0.48MPa 以上

大量送水車を重大事故等時において核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として常設スプレイヘッドを用いた燃料プールへの注水に使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（南）を使用する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

【設 定 根 拠】（続き）

- | | |
|-----------------------|-------------|
| ① 水源と移送先の圧力差 | : 約 0.01MPa |
| ② 静水頭 | : 約 0.26MPa |
| ③ ホース*圧損 | : 約 0.02MPa |
| ④ ホース*湾曲による影響 | : 約 0.01MPa |
| ⑤ 機器及び配管*・弁類圧損 | : 約 0.18MPa |
| ⑥ 系統要求値（①+②+③+④+⑤の合計） | : 約 0.48MPa |

以上より、常設スプレイヘッドを用いた燃料プールへの注水に使用する大量送水車の吐出圧力は0.48MPa以上とする。

注記*：燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（南）を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び（西）
～スプレイライン連絡管合流部
- ・スプレイライン連絡管合流部～燃料プールのスプレイ管
- ・スプレイライン連絡管
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 20m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1mホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

なお、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（西）を使用する場合の配管・ホースは以下のとおりであり、必要となる吐出圧力約0.48MPaを下回る。

- ・燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（南）及び（西）
～スプレイライン連絡管合流部
- ・スプレイライン連絡管合流部～燃料プールのスプレイ管
- ・スプレイライン連絡管
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1mホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

【設 定 根 拠】（続き）

(3) 燃料プールへスプレイする場合の吐出圧力（可搬型スプレイノズル使用時）

1. 36MPa 以上

大量送水車を重大事故等時において核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として可搬型スプレイノズルを用いた燃料プールへのスプレイに使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる原子炉建物南側扉を使用する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

① 水源と移送先の圧力差	: 約 0.01MPa
② 静水頭	: 約 0.26MPa
③ ホース*圧損	: 約 0.47MPa
④ ホース*湾曲による影響	: 約 0.09MPa
⑤ 機器及び配管*・弁類圧損	: 約 0.53MPa
⑥ 系統要求値（①+②+③+④+⑤の合計）	: 約 1.36MPa

以上より、可搬型スプレイノズルを用いた燃料プールへのスプレイに使用する大量送水車の吐出圧力は 1.36MPa 以上とする。

注記*：原子炉建物南側扉を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m ホース
- ・可搬型スプレイノズル

なお原子炉建物機器搬出入口を使用する場合の配管・ホースは以下のとおりであり、必要となる吐出圧力約 1.36MPa を下回る。

- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m ホース
- ・可搬型スプレイノズル

【設 定 根 拠】（続き）

(4) 燃料プールへスプレイする場合の吐出圧力（常設スプレイヘッド使用時）1.58MPa 以上
 大量送水車を重大事故等時において核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として常設スプレイヘッドを用いた燃料プールへのスプレイに使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（南）を使用する場合の水源と移送先の圧力差，静水頭，ホース圧損，ホース湾曲による影響，機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

① 水源と移送先の圧力差	: 約 0.01MPa
② 静水頭	: 約-0.11MPa
③ ホース*圧損	: 約 0.43MPa
④ ホース*湾曲による影響	: 約 0.01MPa
⑤ 機器及び配管*・弁類圧損	: 約 1.24MPa
⑥ 系統要求値（①+②+③+④+⑤の合計）	: 約 1.58MPa

以上より，常設スプレイヘッドを用いた燃料プールへのスプレイに使用する大量送水車の吐出圧力は 1.58MPa 以上とする。

注記*：燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（南）を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（南）及び（西）～スプレイライン連絡管合流部
- ・スプレイライン連絡管合流部～燃料プールスプレイ管
- ・スプレイライン連絡管
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

なお，燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（西）を使用する場合の配管・ホースは以下のとおりであり，必要となる吐出圧力約 1.58MPa を下回る。

- ・燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（南）及び（西）～スプレイライン連絡管合流部
- ・スプレイライン連絡管合流部～燃料プールスプレイ管
- ・スプレイライン連絡管
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

【設 定 根 拠】（続き）

(5) 原子炉压力容器へ注水する場合の吐出圧力 1.21MPa 以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧原子炉代替注水系）として原子炉压力容器への注水時に使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）を使用する場合の水源と移送先の圧力差，静水頭，ホース圧損，ホース湾曲による影響，機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

① 水源と移送先の圧力差	: 約 0.86MPa
② 静水頭	: 約 0.15MPa
③ ホース*圧損	: 約 0.04MPa
④ ホース*湾曲による影響	: 約 0.01MPa
⑤ 機器及び配管*・弁類圧損	: 約 0.15MPa
⑥ 系統要求値（①+②+③+④+⑤の合計）	: 約 1.21MPa

以上より，低圧原子炉代替注水系（可搬型）として原子炉压力容器への注水に使用する大量送水車の吐出圧力は 1.21MPa 以上とする。

注記*：低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部
～原子炉压力容器
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 10m ホース

【設 定 根 拠】（続き）

なお低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又は（西）を使用する場合の配管・ホースは以下のとおりであり，必要となる吐出圧力約 1.21MPa を下回る。

- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部
～残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部
- ・残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部
～低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部
～低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部～原子炉圧力容器
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部
～原子炉圧力容器
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

(6) 低圧原子炉代替注水槽へ供給する場合の吐出圧力 0.33MPa 以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（水の供給設備）として低圧原子炉代替注水槽へ供給に使用する場合の吐出圧力は，必要吐出圧力が最大となる 2 号取水槽を水源としたホース敷設ルート（西側道路）を使用する場合の水源と移送先の圧力差，静水頭，ホース圧損，ホース湾曲による影響，機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

① 水源と移送先の圧力差	: 約 0.00MPa
② 静水頭	: 約 0.06MPa
③ ホース*圧損	: 約 0.11MPa
④ ホース*湾曲による影響	: 約 0.01MPa
⑤ 機器及び配管・弁類圧損	: 約 0.15MPa
⑥ 系統要求値（①+②+③+④+⑤の合計）	: 約 0.33MPa

【設 定 根 拠】（続き）

以上より、水の供給設備として低圧原子炉代替注水槽へ供給に使用する大量送水車の吐出圧力は0.33MPa以上とする。

注記*：2号取水槽を水源としたホース敷設ルート（西側道路）を使用する場合は以下のホースを使用する。

- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

なお輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）を水源としたホース敷設ルート（南側法面）を使用する場合のホースは以下のとおりであり、必要となる吐出圧力約0.33MPaを下回る。

- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 20m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

- (7) 輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ供給する場合の吐出圧力 0.99MPa 以上
 大量送水車を重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（水の供給設備）として輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ供給に使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる2号取水槽を水源としたホース敷設ルート（西側道路）を使用する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

① 水源と移送先の圧力差	: 約 0.00MPa
② 静水頭	: 約 0.42MPa
③ ホース*圧損	: 約 0.52MPa
④ ホース*湾曲による影響	: 約 0.02MPa
⑤ 機器及び配管・弁類圧損	: 約 0.03MPa
⑥ 系統要求値（①+②+③+④+⑤の合計）	: 約 0.99MPa

以上より、水の供給設備として輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ供給に使用する大量送水車の吐出圧力は0.99MPa以上とする。

【設 定 根 拠】（続き）

注記*：2号取水槽を水源としたホース敷設ルート（西側道路）を使用する場合は以下のホースを使用する。

- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

なお2号取水槽を水源としたホース敷設ルート（2号開閉所）を使用する場合のホースは以下のとおりであり，必要となる吐出圧力約 0.99MPa を下回る。

- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

(8) 原子炉格納容器へスプレイする場合の吐出圧力 1.38MPa 以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系）として原子炉格納容器スプレイ時に使用する場合の吐出圧力は，必要吐出圧力が最大となる格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）を使用する場合の水源と移送先の圧力差，静水頭，ホース圧損，ホース湾曲による影響，機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

① 水源と移送先の圧力差	: 約 0.64MPa
② 静水頭	: 約-0.24MPa
③ ホース*圧損	: 約 0.43MPa
④ ホース*湾曲による影響	: 約 0.01MPa
⑤ 機器及び配管*・弁類圧損	: 約 0.54MPa
⑥ 系統要求値（①+②+③+④+⑤の合計）	: 約 1.38MPa

以上より，格納容器代替スプレイ系（可搬型）として原子炉格納容器に使用する大量送水車の吐出圧力は 1.38MPa 以上とする。

【設 定 根 拠】（続き）

注記＊：格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）～A-格納容器代替スプレイライン合流部
- ・A-格納容器代替スプレイライン合流部～A-ドライウェルスプレイ管
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 10m ホース

なお格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）又は（屋内）を使用する場合の配管・ホースは以下のとおりであり，必要となる吐出圧力約 1.38MPa を下回る。

- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）
～格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
～残留熱代替除去系スプレイライン合流部
- ・残留熱代替除去系スプレイライン合流部
～B-格納容器代替スプレイライン合流部
- ・B-格納容器代替スプレイライン合流部～B-ドライウェルスプレイ管
- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）
～格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

(9) 原子炉格納容器下部へ注水する場合の吐出圧力 1.37MPa 以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（ペDESTAL代替注水系）として原子炉格納容器下部注水時に使用する場合の吐出圧力は，必要吐出圧力が最大となるペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）を使用する場合の水源と移送先の圧力差，静水頭，ホース圧損，ホース湾曲による影響，機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

【設 定 根 拠】（続き）

① 水源と移送先の圧力差	: 約 0.10MPa
② 静水頭	: 約-0.42MPa
③ ホース*圧損	: 約 0.42MPa
④ ホース*湾曲による影響	: 約 0.02MPa
⑤ 機器及び配管*・弁類圧損	: 約 1.25MPa
⑥ 系統要求値（①+②+③+④+⑤の合計）	: 約 1.37MPa

以上より、ペDESTAL代替注水系（可搬型）として原子炉格納容器下部注水に使用する大量送水車の吐出圧力は1.37MPa以上とする。

注記*：ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）
～ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
～ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
～ペDESTAL代替注水系合流部
- ・ペDESTAL代替注水系合流部～弁 MV272-196
- ・弁 MV272-196～弁 V272-3
- ・弁 V272-3～ペDESTAL
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 10m ホース

【設 定 根 拠】（続き）

なおペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）又は（西）を使用する場合の配管・ホースは以下の通りであり，必要となる吐出圧力約 1.37MPa を下回る。

- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）
～ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
～ペDESTAL代替注水系合流部
- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）
～ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
～ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
- ・ペDESTAL代替注水系合流部～弁 MV272-196
- ・弁 MV272-196～弁 V272-3
- ・弁 V272-3～ペDESTAL
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

(10) 原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する場合の吐出圧力 1.44MPa 以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉冷却系統施設の非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系）として原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する場合の吐出圧力は，必要吐出圧力が最大となる低圧原子炉代替注水系及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）を使用する場合の水源と移送先の圧力差，静水頭，ホース圧損，ホース湾曲による影響，機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

- | | |
|-----------------------|-------------|
| ① 水源と移送先の圧力差 | : 約 0.43MPa |
| ② 静水頭 | : 約-0.24MPa |
| ③ ホース*圧損 | : 約 0.66MPa |
| ④ ホース*湾曲による影響 | : 約 0.02MPa |
| ⑤ 機器及び配管*・弁類圧損 | : 約 0.57MPa |
| ⑥ 系統要求値（①+②+③+④+⑤の合計） | : 約 1.44MPa |

【設 定 根 拠】（続き）

以上より、低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）として原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する場合に使用する大量送水車の吐出圧力は 1.44MPa 以上とする。

注記＊：低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部
～残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部
- ・残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部
～低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部
～低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部～原子炉圧力容器
- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）
～A-格納容器代替スプレイライン合流部
- ・A-格納容器代替スプレイライン合流部～A-ドライウェルスプレイ管
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

【設 定 根 拠】（続き）

なお低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合の配管・ホースは以下の通りであり、必要となる吐出圧力約 1.44MPa を下回る。

- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部
～原子炉圧力容器
- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）
～格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
～残留熱代替除去系スプレイライン合流部
- ・残留熱代替除去系スプレイライン合流部
～B-格納容器代替スプレイライン合流部
- ・B-格納容器代替スプレイライン合流部～B-ドライウェルスプレイ管
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

(11) 取水した海水を大量送水車に送水する場合の吐出圧力 0.42MPa 以上

大量送水車を直列に接続し、上流の大量送水車で取水した海水を下流の大量送水車に送水する場合の上流側の大量送水車の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる西側道路にホースを敷設し、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

① 水源と移送先の圧力差	: 約 0.00MPa
② 静水頭	: 約 0.06MPa
③ ホース*圧損	: 約 0.16MPa
④ ホース*湾曲による影響	: 約 0.02MPa
⑤ 機器及び配管*・弁類圧損	: 約 0.18MPa
⑥ 系統要求値（①+②+③+④+⑤の合計）	: 約 0.42MPa

【設定根拠】（続き）

以上より、大量送水車を直列に接続し、上流の大量送水車で取水した海水を下流の大量送水車に送水する場合の上流側の大量送水車の吐出圧力は 0.42MPa 以上とする。

注記*：大量送水車を直列に接続し、上流の大量送水車で取水した海水を下流の大量送水車に送水する場合は以下のホースを使用する。

- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース

公称値については、大量送水車は消防法に基づく技術上の規格（A-1 級）を満足するものを採用していることから、その規格上要求される吐出圧力 0.85MPa 以上とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

大量送水車を重大事故等時において使用する場合の圧力は、ポンプの吐出圧力 1.58MPa を上回る圧力として MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

大量送水車を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において有効性を確認している代替淡水源の温度 35℃及び海水の温度 30℃を上回る ℃とする。

5. 原動機出力

大量送水車の原動機出力は、必要軸動力が最大となる流量 120m³/h 時の軸動力を基に設定する。

大量送水車の流量が 120m³/h、吐出圧力が 1.58MPa、その時の当該ポンプの必要軸動力は、約 kW となる。

以上より、大量送水車の原動機出力は、 kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

大量送水車（原動機含む。）は、重大事故等対処設備として淡水又は海水を燃料プールへ注水又はスプレイするため等にの必要な個数が 1 基あたり 2 個を 1 セットとして、2 セット 4 個の合計 4 個に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を分散して保管する。

名	称	可搬型ストレーナ
容	量	m ³ /h/個
		48 以上, 48 以上, 48 以上, 120 以上, 70 以上, 120 以上, 120 以上, 120 以上, 150 以上, 150 以上 (120)
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.60
最 高 使 用 温 度	℃	□
個	数	—
		4 (予備 1)

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（燃料プールのスプレイ系）として使用する可搬型ストレーナは、以下の機能を有する。

可搬型ストレーナは、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合において、燃料プール内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、残留熱除去系（燃料プール冷却機能）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、可搬型ストレーナ、燃料プールのスプレイ系配管又はホース等を経由して可搬型スプレイノズル又は常設スプレイヘッドから燃料プールへ注水することで、燃料プールの水位を維持できる設計とする。

可搬型ストレーナは、燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が異常に低下した場合において燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位が異常に低下した場合において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、可搬型ストレーナ、燃料プールのスプレイ系配管又はホース等を経由して可搬型スプレイノズル又は常設スプレイヘッドから燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）として使用する可搬型ストレーナは、以下の機能を有する。

【設 定 根 拠】（続き）

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

系統構成は、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、可搬型ストレーナ、低圧原子炉代替注水系等を経由して原子炉格納容器に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（水の供給設備）として使用する大量送水車は、以下の機能を有する。

可搬型ストレーナは、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は、重大事故等時において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、可搬型ストレーナ、ホース等を経由して低圧原子炉代替注水槽へ重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系）として使用する可搬型ストレーナは、以下の機能を有する。

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

系統構成は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）の機能が喪失した場合において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、可搬型ストレーナ、格納容器代替スプレイ系等を経由してA-ドライウェルススプレイ管及びB-ドライウェルススプレイ管からドライウェルス内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

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

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、可搬型ストレーナ、格納容器代替スプレイ系等を経由してA-ドライウェルススプレイ管及びB-ドライウェルススプレイ管からドライウェルス内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる設計とする。

【設定根拠】（続き）

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（ペDESTAL代替注水系）として使用する可搬型ストレーナは、以下の機能を有する。

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

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合において大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合には海を水源として、可搬型ストレーナ、ペDESTAL代替注水系等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧原子炉代替注水系）として使用する可搬型ストレーナは、以下の機能を有する。

可搬型ストレーナは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合には海を水源として、可搬型ストレーナ、低圧原子炉代替注水系等を経由して、原子炉圧力容器に注水することで溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。

重大事故等時に使用する可搬型ストレーナは、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）としての原子炉圧力容器への注水と、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系）としての原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する機能を有する。

重大事故等時の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において実施するケースは、「全交流動力電源喪失（長期TB）」、「全交流動力電源喪失（TBU）」、「全交流動力電源喪失（TBD）」又は「全交流動力電源喪失（TBP）」である。この場合、原子炉圧力容器への注水流量 30m³/h 及び原子炉格納容器へのスプレイ流量 120m³/h で同時に実施できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

- (1) 燃料プールへ注水する場合の容量（可搬型スプレイノズル使用時） 48m³/h/個以上

可搬型ストレーナを重大事故等時ににおいて核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として可搬型スプレイノズルを用いた燃料プールへの注水に使用する場合の容量は、大量送水車によりホース及び原子炉建物南側扉等を経由し供給する際の大量送水車の容量 48m³/h/個以上より 48m³/h/個以上とする。

【設定根拠】（続き）

- (2) 燃料プールへ注水する場合の容量（常設スプレイヘッド使用時） 48m³/h/個以上
可搬型ストレーナを重大事故等時において核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として常設スプレイヘッドを用いた燃料プールへの注水に使用する場合の容量は、大量送水車によりホース及び接続口を経由し供給する際の大量送水車の容量 48m³/h/個以上より 48m³/h/個以上とする。
- (3) 燃料プールへスプレイする場合の容量（可搬型スプレイノズル使用時） 48m³/h/個以上
可搬型ストレーナを重大事故等時において核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として可搬型スプレイノズルを用いた燃料プールへのスプレイに使用する場合の容量は、大量送水車によりホース及び原子炉建物南側扉等を経由し供給する際の大量送水車の容量 48m³/h/個以上より 48m³/h/個以上とする。
- (4) 燃料プールへスプレイする場合の容量（常設スプレイヘッド使用時） 120m³/h/個以上
可搬型ストレーナを重大事故等時において核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として常設スプレイヘッドを用いた燃料プールへの注水に使用する場合の容量は、大量送水車によりホース及び接続口を経由し供給する際の大量送水車の容量 120m³/h/個以上より 120m³/h/個以上とする。
- (5) 原子炉圧力容器へ注水する場合の容量 70m³/h/個以上
可搬型ストレーナを重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧原子炉代替注水系）として原子炉圧力容器への注水時に使用する場合の容量は、大量送水車によりホース及び接続口を経由し供給する際の大量送水車の容量 70m³/h/個以上より 70m³/h/個以上とする。
- (6) 低圧原子炉代替注水槽へ供給する場合の容量 120m³/h/個以上
可搬型ストレーナを重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（水の供給設備）として低圧原子炉代替注水槽への供給に使用する場合の容量は、大量送水車によりホースを経由し供給する際の大量送水車の容量 120m³/h/個以上より 120m³/h/個以上とする。
- (7) 原子炉格納容器へスプレイする場合の容量 120m³/h/個以上
可搬型ストレーナを重大事故等時において原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系）として原子炉格納容器スプレイ時に使用する場合の容量は、大量送水車によりホース及び接続口を経由し供給する際の大量送水車の容量 120m³/h/個以上より 120m³/h/個以上とする。

【設定根拠】（続き）(8) 原子炉格納容器下部へ注水する場合の容量 120m³/h/個以上

可搬型ストレーナを重大事故等時において原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（ペDESTAL代替注水系）として原子炉格納容器下部注水時に使用する場合の容量は、大量送水車によりホース及び接続口を経由し供給する際の大量送水車の容量 120m³/h/個以上より 120m³/h/個以上とする。

(9) 原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する場合の容量 150m³/h/個以上

可搬型ストレーナを重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系）として原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する場合の容量は、大量送水車によりホース及び接続口を経由し供給する際の大量送水車の容量 150m³/h/個以上より 150m³/h/個以上とする。

(10) 取水した海水を大量送水車に送水する場合の容量 150m³/h/個以上

大量送水車を直列に接続し、上流の大量送水車で取水した海水を下流の大量送水車に送水する場合の可搬型ストレーナの容量は、大量送水車によりホース及び接続口を経由し供給する際の大量送水車の容量 150m³/h/個以上より 150m³/h/個以上とする。

公称値についてはメーカー規格値である 120m³/h/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

可搬型ストレーナを重大事故等時において使用する場合の圧力は、接続先のホースと同じ 1.60MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

可搬型ストレーナを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において有効性を確認している代替淡水の温度 35℃及び海水の温度 30℃を上回る ℃とする。

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

可搬型ストレーナは、重大事故等対処設備として淡水又は海水中に含まれる異物を除去するために必要な個数が1個と、異物により目詰まりをした際の切替え用に1個の合計2個を1セットとして、2セット合計4個に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個を分散して保管する。

名	称	燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッダ)接続口(南)及び(西) ～ スプレイライン連絡管合流部	
最高使用圧力	MPa	2.45	
最高使用温度	℃	66	
外	径	mm	114.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッダ)接続口(南)及び(西)からスプレイライン連絡管合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として大量送水車により淡水又は海水を水源として燃料プールへスプレイするために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD1として下記に示す。</p> <p>燃料プールスプレイ系主配管の設計仕様を表 3.2-1 燃料プールスプレイ系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p style="margin-left: 2em;"><u>P1 : 2.45MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力P1は、重大事故等時における大量送水車の最高使用圧力1.6MPaを上回る圧力とし、2.45MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p style="margin-left: 2em;"><u>T1 : 66℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の最高使用温度T1は、屋外設計外気条件の最高使用温度を上回る温度とし、66℃とする。</p>			

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水又は海水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	6	100	0.00822	□*	□	□

注記*：重大事故等時における燃料プールへの必要注水流量

名 称		スプレイライン連絡管合流部 ～ 燃料プールスプレイ管
最高使用圧力	MPa	2.45
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、スプレイライン連絡管合流部から燃料プールスプレイ管までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として外部水源を大量送水車により燃料プールへスプレイするために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として下記に示す。</p> <p>燃料プールスプレイ系主配管の設計仕様を表 3.2-1 燃料プールスプレイ系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 2.45MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力P 1は、重大事故等時における大量送水車の最高使用圧力1.6MPaを上回る圧力とし、2.45MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の最高使用温度T 1は、屋外設計外気条件の最高使用温度を上回る温度とし、66℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水又は海水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	6	100	0.00822	□*	□	□

注記*：重大事故等時における燃料プールへの必要注水流量

名	称	スプレイライン連絡管
最高使用圧力	MPa	2.45
最高使用温度	℃	66
外	径	mm
		114.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉建物南側スプレイライン配管と原子炉建物西側スプレイライン配管を接続する連絡配管であり、重大事故等対処設備として燃料プールへスプレイするために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD1として下記に示す。</p> <p>燃料プールのスプレイ系主配管の設計仕様を表 3.2-1 燃料プールのスプレイ系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 2.45MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力P1は、重大事故等時における大量送水車の最高仕様圧力1.6MPaを上回る圧力とし、2.45MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 66℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の最高使用温度T1は、屋外設計外気条件の最高使用温度を上回る温度とし、66℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水又は海水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	6	100	0.00822	□*	□	□

注記*：重大事故等時における燃料プールへの必要注水流量

表 3.2-1 燃料プールスプレイ系主配管の設計仕様表

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
燃料プールスプレイ系	燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッダ) 接続口 (南) 及び (西) ～ スプレイライン連絡管 合流部	2.45*	P 1	66*	T 1	165.2	—
						/114.3	—
						114.3	—
	スプレイライン連絡管 合流部 ～ 燃料プールスプレイ管	2.45*	P 1	66*	T 1	114.3	—
						/114.3	—
						/114.3	D 1
						114.3	—
	スプレイライン連絡管	2.45*	P 1	66*	T 1	114.3	D 1
114.3						—	

注記* : 重大事故等時における使用時の値

名	称	大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
最高使用圧力	MPa	0.20
最高使用温度	℃	□
外 径	—	150A
個 数	—	2 (予備 1)

【設 定 根 拠】

(概 要)

本ホースは、附属水中ポンプと大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管を接続するホースであり、重大事故等対処設備として、附属水中ポンプより海水を大量送水車に送水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本ホースを重大事故等時において使用する場合は、

□ 0.20MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本ホースを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において有効性を確認している海水の温度 30℃ を上回る □℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本ホースを重大事故等時において使用する場合は、接続する異形媒介金具の呼び径に合わせて 150A とする。

4. 個数の設定根拠

本ホースの保有数は、重大事故等対処設備として、2号取水槽を水源とした大量送水車までの必要な本数であり、2セット2本に、本ホースは保守点検中にも使用可能であるため、保守点検による待機除外時のバックアップは考慮せずに、故障時のバックアップ用として予備1本とし、分散して保管する。

名	称	大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
最高使用圧力	MPa	0.20
最高使用温度	℃	□
外 径	—	100A
個 数	—	4 (予備 1)

【設 定 根 拠】

(概 要)

本ホースは、大量送水車入口ライン取水用 10m ホースと大量送水車を接続するホースであり、重大事故等対処設備として、附属水中ポンプにより海水を大量送水車に送水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本ホースを重大事故等時において使用する場合は、

□ 0.20MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本ホースを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において有効性を確認している海水の温度 30℃ を上回る □℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本ホースを重大事故等時において使用する場合は、接続する異形媒介金具の呼び径に合わせて 100A とする。

4. 個数の設定根拠

本ホースの保有数は、重大事故等対処設備として 2 号取水槽を水源とした大量送水車までの必要な本数であり、2 セット 4 本に、本ホースは保守点検中にも使用可能であるため、保守点検による待機除外時のバックアップは考慮せずに、故障時のバックアップ用として予備 1 本とし、分散して保管する。

名	称	大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
最高使用圧力	MPa	0.20
最高使用温度	℃	□
外 径	—	150A
個 数	—	6 (予備 1)

【設 定 根 拠】

(概 要)

本ホースは、附属水中ポンプと大量送水車を接続するホースであり、重大事故等対処設備として、附属水中ポンプにより淡水を大量送水車へ送水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本ホースを重大事故等時において使用する場合の圧力は、

□ 0.20MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において有効性を確認している代替淡水の温度 35℃及び海水の温度 30℃を上回る □℃とする。

3. 外径の設定根拠

本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する大量送水車のフランジ仕様が 150A であることから、150A とする。

4. 個数の設定根拠

本ホースの保有数は、重大事故等対処設備として、輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）を水源とした大量送水車までの必要な本数であり、2セット 6本に、本ホースは保守点検中にも使用可能であるため、保守点検による待機除外時のバックアップは考慮せずに、故障時のバックアップ用として予備 1本とし、分散して保管する。

名	称	大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
最高使用圧力	MPa	1.60
最高使用温度	℃	<input type="text"/>
外径	—	150A
個数	—	112 (予備 4)
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本ホースは、以下を接続するホースであり、重大事故等対処設備として、大量送水車により淡水又は海水を燃料プール、原子炉压力容器、原子炉格納容器、原子炉压力容器下部へ注水又はスプレイ、大量送水車により淡水又は海水を低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ供給するために設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大量送水車と大量送水車出口ライン送水用 20m ホース ・大量送水車と燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（南）又は（西） ・大量送水車と低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）、（西）又は（屋内） ・大量送水車と格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）、（西）又は（屋内） ・大量送水車とペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）、（西）又は（屋内） ・大量送水車と低圧原子炉代替注水槽 ・大量送水車と輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2） <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の圧力は、<input type="text"/> <input type="text"/>1.60MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において有効性を確認している代替淡水の温度 35℃及び海水の温度 30℃を上回る <input type="text"/>℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失上許容できる外径を選定する。</p> <p>大量送水車の 2. 吐出圧力の設定根拠のホース圧損算出条件である、150A（呼び径）を本ホースの外径とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

本ホースの保有数は、本数が最大となる、重大事故等対処設備として輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による原子炉建物南側扉を使用した燃料プールへの注水又はスプレイ、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又はタービン建物大物搬入口を使用した原子炉圧力容器への注水、低圧原子炉代替注水槽への供給を組み合わせた場合に必要な本数である。

燃料プールへの注水又はスプレイに必要な26本（50m：11本，10m：8本，5m：1本，1m：6本），原子炉圧力容器への注水に必要な23本（50m：11本，10m：5本，5m：1本，1m：6本）と37本（50m：32本，1m：5本），低圧原子炉代替注水槽への供給に必要な30本（50m：15本，10m：8本，5m：1本，1m：6本）である。

2号取水槽を水源とした大量送水車による原子炉建物南側扉を使用した燃料プールへの注水又はスプレイ、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又はタービン建物大物搬入口を使用した原子炉圧力容器への注水、低圧原子炉代替注水槽又は輪谷貯水槽（西2）への供給を組み合わせた場合に必要な本数である。

燃料プールへの注水又はスプレイに必要な26本（50m：12本，10m：8本，5m：1本，1m：5本），原子炉圧力容器への注水に必要な25本（50m：10本，10m：9本，5m：1本，1m：5本）と7本（50m：2本，10m：1本，1m：4本），低圧原子炉代替注水槽又は輪谷貯水槽（西2）への供給に必要な26本（50m：12本，10m：8本，5m：1本，1m：5本）と33本（50m：32本，10m：1本）である。各ホースの必要最大数の合計56本を2セット112本とし、ホースは保守点検中にも使用可能であるため、保守点検による待機除外時のバックアップは考慮せず、故障時のバックアップ用として予備4本とし、分散して保管する。

名 称	大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース	
最高使用圧力	MPa	1.60
最高使用温度	℃	<input type="text"/>
外 径	—	100A
個 数	—	24 (予備 4)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本ホースは、以下を接続するホースであり、重大事故等対処設備として、大量送水車により淡水又は海水を燃料プール、原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は原子炉圧力容器下部へ注水又はスプレイ、大量送水車により淡水又は海水を低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ供給するために設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大量送水車と大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース ・可搬型ストレーナと大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の圧力は、<input type="text"/> <input type="text"/>1.60MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において有効性を確認している代替淡水の温度 35℃及び海水の温度 30℃を上回る <input type="text"/>℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失上許容できる外径を選定する。 大量送水車の 2. 吐出圧力の設定根拠のホース圧損算出条件である、100A（呼び径）を本ホースの外径とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 本ホースの保有数は、本数が最大となる、重大事故等対処設備として輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による原子炉建物南側扉を使用した燃料プールへの注水又はスプレイ、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又はタービン建物大物搬入口を使用した原子炉圧力容器への注水、低圧原子炉代替注水槽への供給を組み合わせた場合に必要な本数である。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

燃料プールへの注水又はスプレイに必要な9本（20m：3本，5m：1本，2m：4本，1m：1本），原子炉圧力容器への注水に必要な9本（20m：3本，5m：1本，2m：4本，1m：1本）と5本（5m：1本，2m：4本），低圧原子炉代替注水槽への供給に必要な11本（20m：5本，5m：1本，2m：4本，1m：1本）である。

2号取水槽を水源とした大量送水車による原子炉建物南側扉を使用した燃料プールへの注水又はスプレイ，低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又はタービン建物大物搬入口を使用した原子炉圧力容器への注水，低圧原子炉代替注水槽又は輪谷貯水槽（西2）への供給を組み合わせた場合に必要な本数である。

燃料プールへの注水又はスプレイに必要な7本（5m：2本，2m：4本，1m：1本），原子炉圧力容器への注水に必要な7本（5m：2本，2m：4本，1m：1本）と6本（5m：2本，2m：4本），低圧原子炉代替注水槽又は輪谷貯水槽（西2）への供給に必要な7本（5m：2本，2m：4本，1m：1本）と1本（5m：1本）である。各ホースの必要最大数の合計12本を2セット24本とし，ホースは保守点検中にも使用可能であるため，保守点検による待機除外時のバックアップは考慮せず，故障時のバックアップ用として予備4本とし，分散して保管する。

名	称	大量送水車出口ライン送水用 20m ホース
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.60
最 高 使 用 温 度	℃	<input type="checkbox"/>
外 径	—	75A
個 数	—	22 (予備 1)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本ホースは、大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホースと可搬型スプレイノズルを接続するホースであり、重大事故等対処設備として、淡水又は海水を大量送水車から燃料プールへ注水又はスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の圧力は、<input type="checkbox"/> <input type="text"/> <input type="checkbox"/> 1.60MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等対策の有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において有効性を確認している代替淡水の温度 35℃及び海水の温度 30℃を上回る <input type="checkbox"/>℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失上許容できる外径を選定する。 大量送水車の 2. 吐出圧力の設定根拠のホース圧損算出条件である、75A (呼び径) を本ホースの外径とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 本ホースの保有数は、重大事故等対処設備として、大量送水車より淡水又海水を燃料プールへ注水又はスプレイするためのに必要な本数であり、2セット 22 本に、本ホースは保守点検中にも使用可能であるため、保守点検による待機除外時のバックアップは考慮せず、故障時のバックアップ用として予備 1 本とし、分散して保管する。</p>		

名	称	可搬型スプレインズル
最高使用圧力	MPa	1.60
最高使用温度	℃	<input type="text"/>
外径	—	65A
個数	—	2 (予備 1)
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、大量送水車出口ライン送水用 20m ホースと接続する可搬型配管であり、重大事故等対処設備として、大量送水車により淡水又は海水を燃料プールへ注水又はスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等において使用する場合の圧力は、重大事故等に可搬型スプレインズルを用いた燃料プールへの注水又はスプレイに使用する場合の大量送水車の吐出圧力 1.36MPa を上回る 1.60MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、大量送水車出口ライン送水用 20m ホースの重大事故等時における使用温度と同じ <input type="text"/>℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失上許容できる外径を選定する。</p> <p>大量送水車の 2. 吐出圧力の設定根拠の配管圧損算出条件である、65A (呼び径) を本配管の外径とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠</p> <p>本配管の保有数は、重大事故等対処設備として、大量送水車により淡水又は海水を燃料プールへ注水又はスプレイするために必要な 1 個を 1 セットとして、2 セットの合計 2 個に、本配管は保守点検中にも使用可能であることから、保守点検による待機除外時のバックアップは考慮せず、故障時のバックアップ用として予備 1 個を分散して保管する。</p>		

3.3 原子炉建物放水設備

名 称	大型送水ポンプ車	
容 量	m ³ /h/個	1320 以上 (1800)
吐 出 圧 力	MPa	1.34 以上 (1.20)
最 高 使 用 圧 力	MPa	<input type="text"/>
最 高 使 用 温 度	℃	<input type="text"/>
原 動 機 出 力	kW/個	<input type="text"/>
個 数	—	1 (予備 1)

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（原子炉建物放水設備）として使用する大型送水ポンプ車は、以下の機能を有する。

大型送水ポンプ車は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

系統構成は、大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する場合には、大型送水ポンプ車により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建物へ放水できる設計とする。放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建物に向けて放水できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（原子炉建物放水設備）として使用する大型送水ポンプ車は、以下の機能を有する。

大型送水ポンプ車は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

系統構成は、大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する場合には、大型送水ポンプ車により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建物へ放水できる設計とする。また、原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための重大事故等対処設備として使用する場合には、大型送水ポンプ車及び泡消火薬剤容器により海水と泡消火薬剤を混合しながら、ホースを経由して放水砲から原子炉建物周辺へ放水できる設計とする。放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建物に向けて放水できる設計とする。

【設定根拠】(続き)

1. 容量の設定根拠

大型送水ポンプ車を重大事故等において使用する場合は、原子炉建物屋上へ放水できる容量を基に設定する。

大気への放射性物質の拡散を抑制するために必要となる大型送水ポンプ車の容量は、図1から図5に示すとおり、 $1320\text{m}^3/\text{h}$ で原子炉建物北西側、西側、南西側、南側又は南東側から放水することにより原子炉建物屋上へ網羅的な放水が可能である。また、原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するために必要となる大型送水ポンプ車の容量についても、図6から図10に示すとおり、 $1320\text{m}^3/\text{h}$ で原子炉建物北西側、西側、南西側、南側又は南東側から放水することにより原子炉建物屋上へ網羅的な放水が可能である。

以上より、大型送水ポンプ車容量は、 $1320\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

公称値については、要求される容量以上である $1800\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ とする。

(1) 原子炉建物に対する放水曲線（放射性物質拡散抑制として使用する場合）



図1 原子炉建物北西側から東向きへの放水曲線

【設 定 根 拠】 (続き)



図 2 原子炉建物西側から東向きへの放水曲線

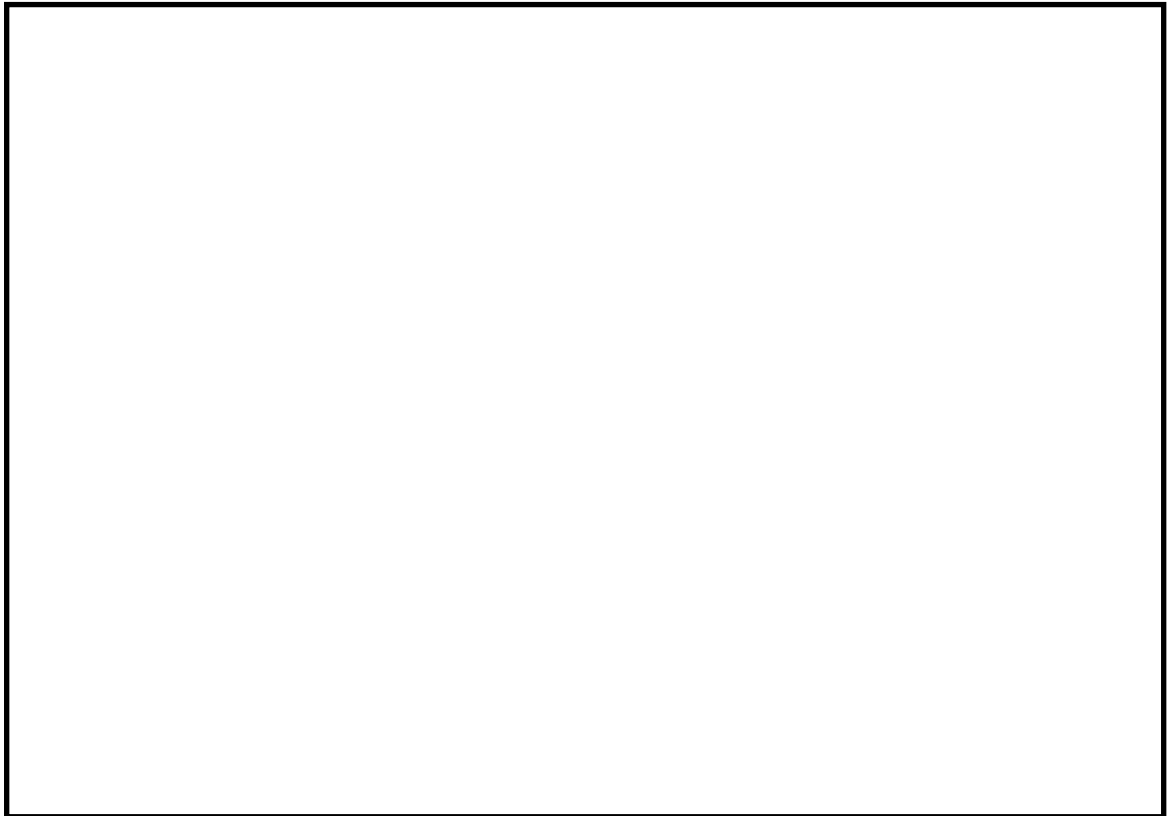


図 3 原子炉建物南西側から北向きの放水曲線

S2 補 VI-1-1-5-2 R1

【設 定 根 拠】 (続き)

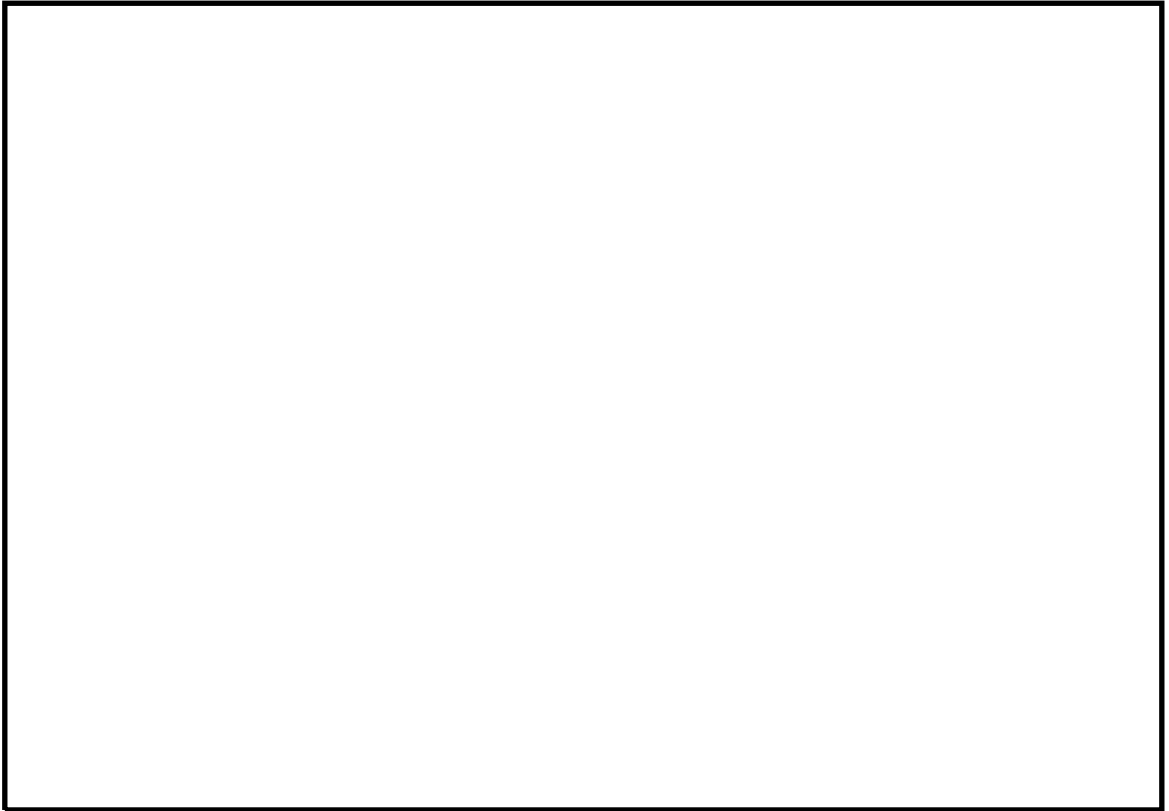


図 4 原子炉建物南側から北向きの放水曲線

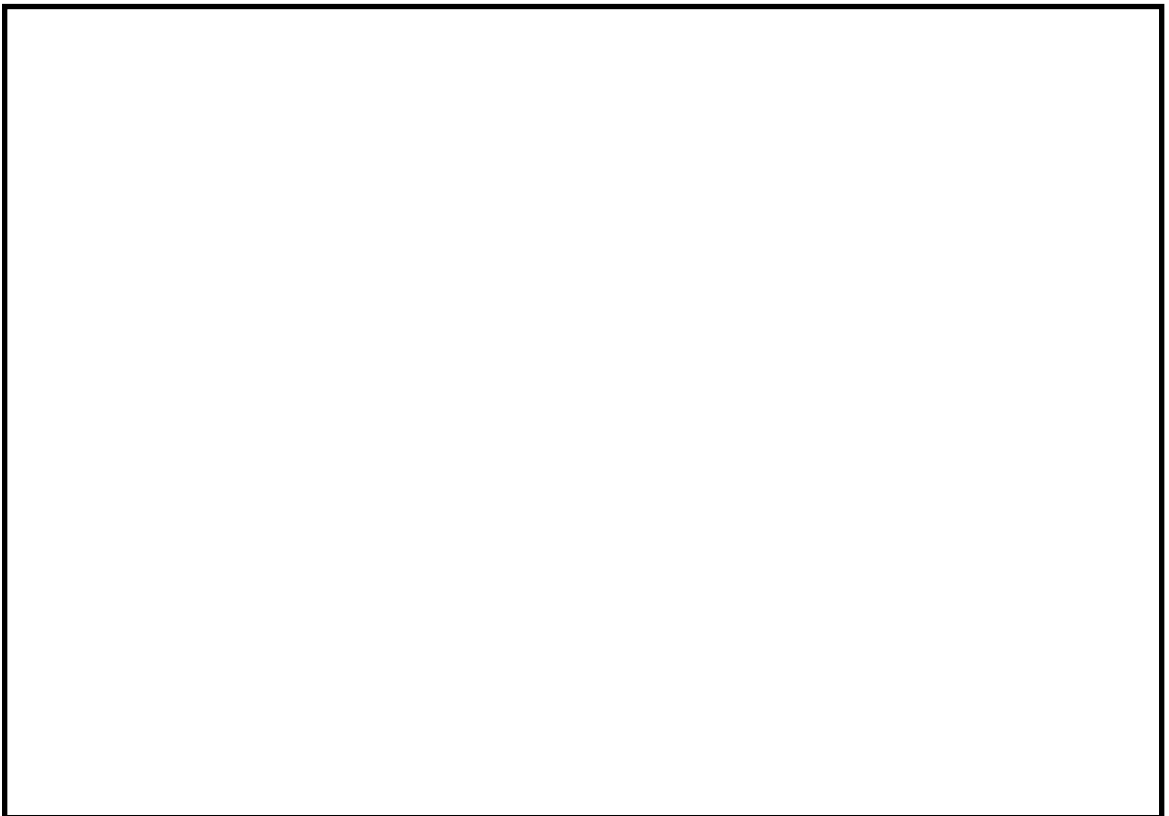


図 5 原子炉建物南東側から北向きの放水曲線

【設定根拠】(続き)

(2) 原子炉建物に対する放水曲線 (航空機燃料火災への対応として使用する場合)

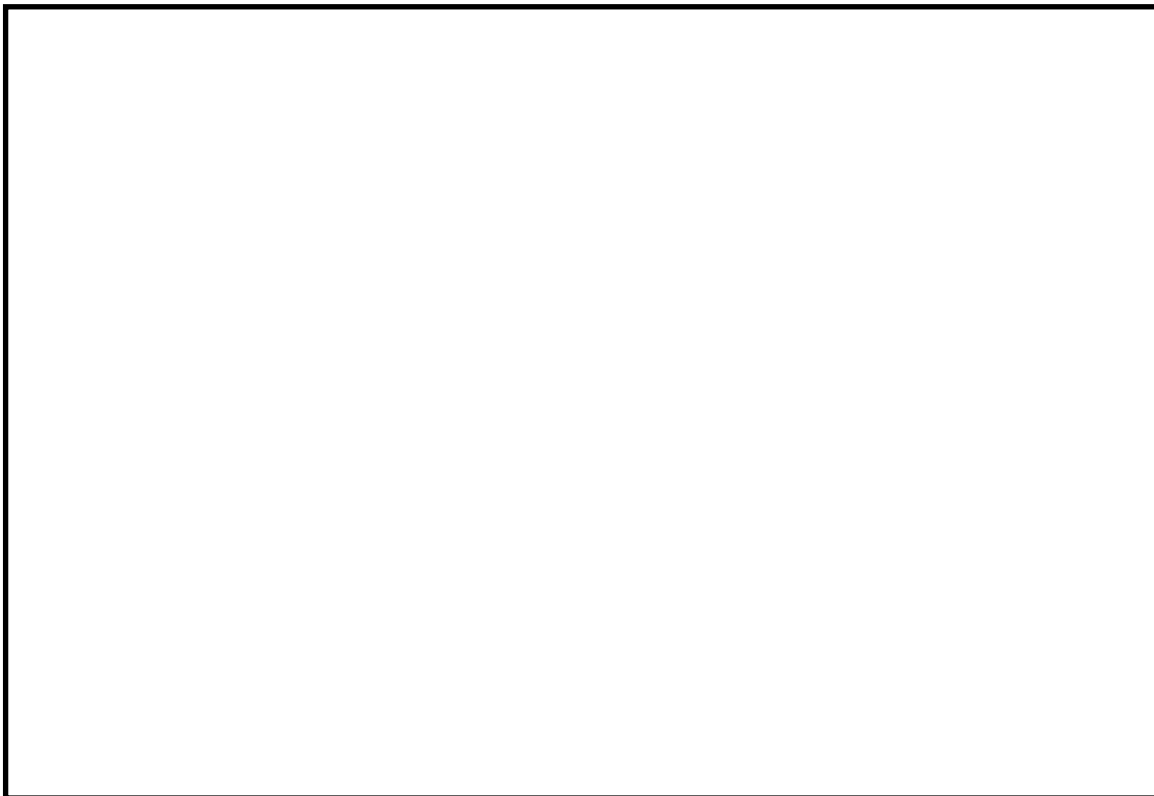


図6 原子炉建物北西側から東向きへの放水曲線



図7 原子炉建物西側から東向きへの放水曲線

【設定根拠】(続き)



図8 原子炉建物南西側から北向きの放水曲線

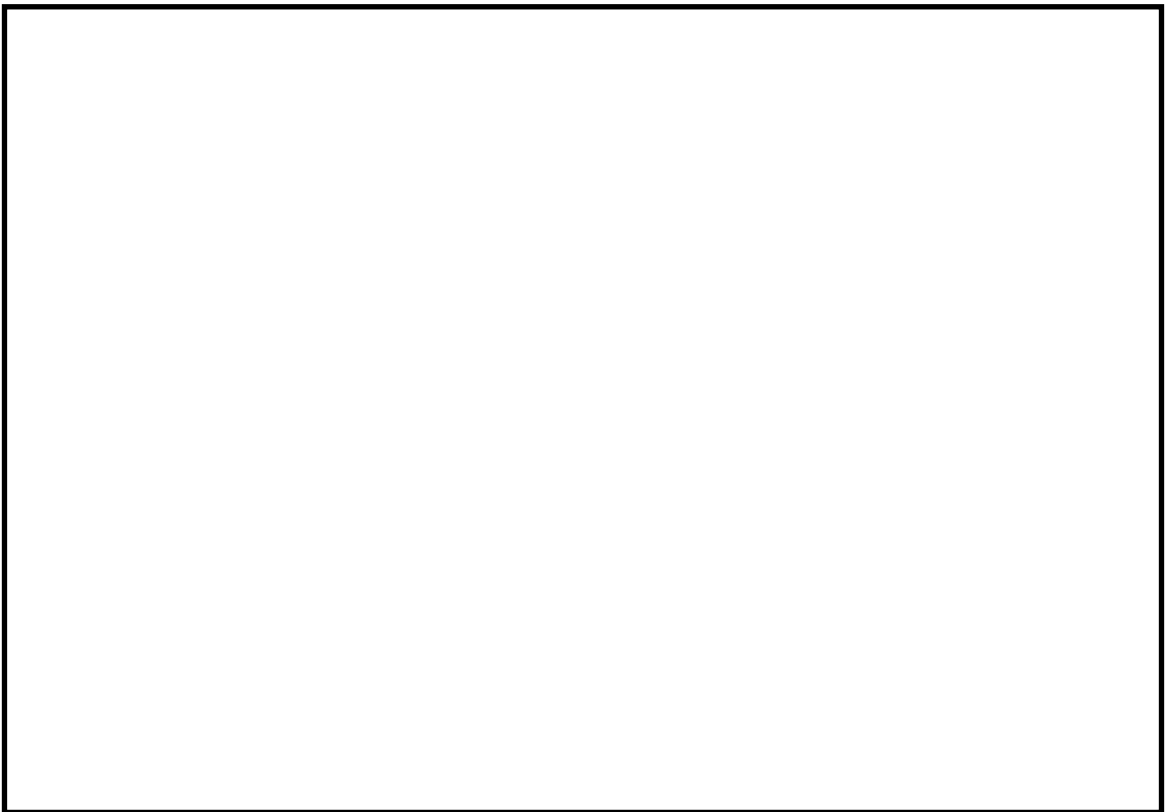


図9 原子炉建物南側から北向きの放水曲線

【設定根拠】(続き)

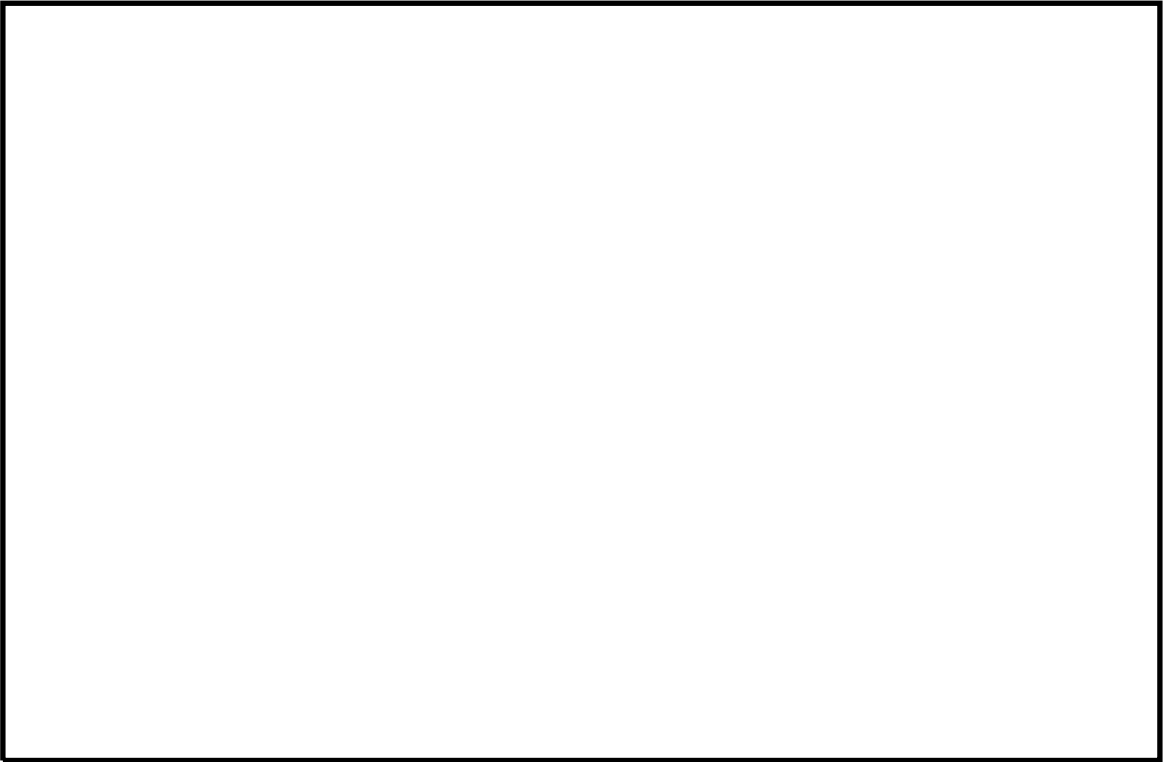


図 10 原子炉建物南東側から北向きの放水曲線 (1/2)

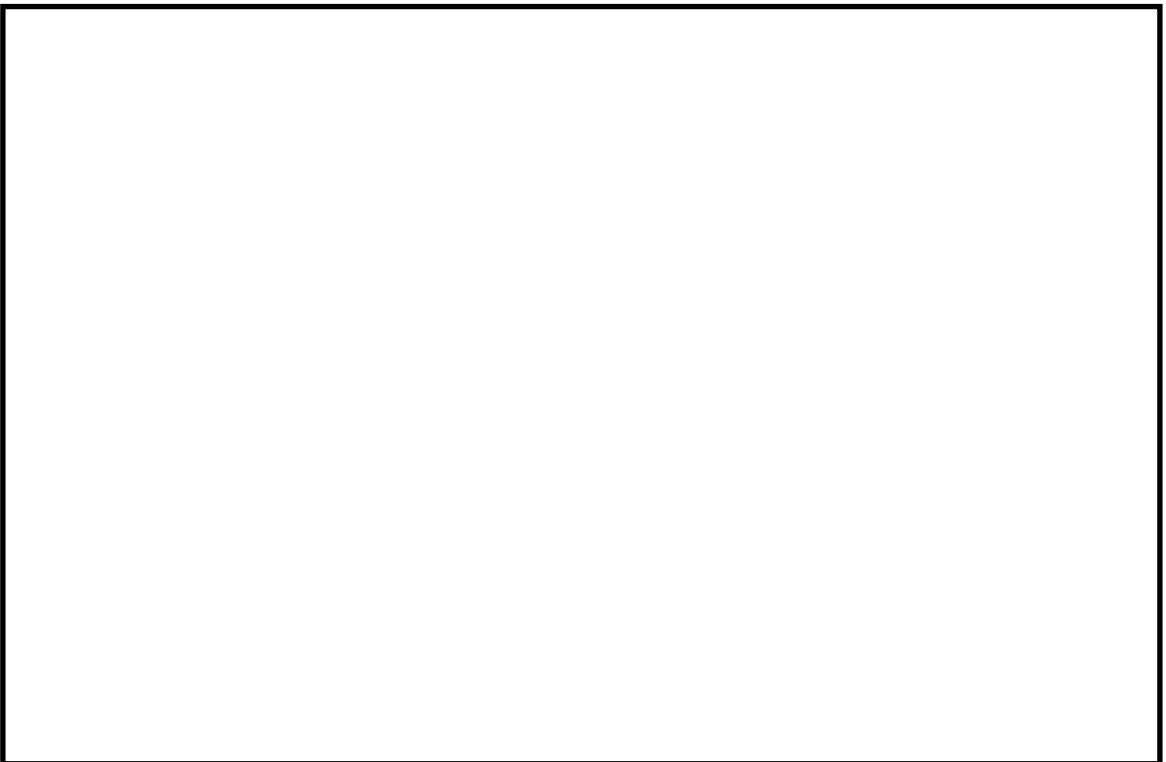


図 10 原子炉建物南東側から北向きの放水曲線 (2/2)

【設定根拠】（続き）

2. 吐出圧力の設定根拠

大型送水ポンプ車の吐出圧力は、2号取水槽から取水し、敷地西側を經由して原子炉建物南東側から放水する場合の放水砲吐出端における必要圧力、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器類圧損を基に設定する。

① 放水砲吐出端における必要圧力	: 約 <input type="text"/> MPa
② 静水頭	: 約 0.07 MPa
③ ホース*圧損	: 約 0.23 MPa
④ ホース*湾曲による影響	: 約 0.01 MPa
⑤ 機器及び配管*圧損	: 約 0.23 MPa
⑥ 系統要求値（①+②+③+④+⑤の合計）	: 約 1.34 MPa

以上より、原子炉建物屋上又は原子炉建物周辺に放水する場合の吐出圧力は、1.34MPa以上とする。

注記*：以下の配管・ホースを使用する。

- ・大型送水ポンプ車入口ライン取水用 20m, 5m, 1m ホース
- ・大型送水ポンプ車出口ライン送水用 50m, 5m, 2m ホース
- ・放水砲

公称値については、設計段階で使用点として設定をしている 1.20MPa とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

大型送水ポンプ車を重大事故等時において使用する場合は、当該ポンプの供給ラインの仕様を踏まえポンプ吐出圧力を電氣的に MPa に制限することから、その制限値である MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

大型送水ポンプ車を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において使用している海水の温度 30℃を上回る °C とする。

5. 原動機出力の設定根拠

大型送水ポンプ車の原動機出力は、定格流量である 1800m³/h、定格吐出圧力 1.20MPa 時の軸動力を基に設定する。

大型送水ポンプ車の流量が 1320m³/h、吐出圧力が MPa、その時の当該ポンプの必要軸動力は約 600kW となる。

以上より、大型送水ポンプ車の原動機出力は、必要軸動力 600kW を上回る kW/個 とする。

【設 定 根 拠】（続き）

6. 個数の設定根拠

大型送水ポンプ車（原動機含む。）は、重大事故等対処設備として海水をホースを經由して放水砲から原子炉建物へ放水するために必要な個数である 1 セット 1 個に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個（原子炉冷却施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却系）の大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）の予備 1 個を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（原子炉建物放水設備）の予備として兼用）を分散して保管する。

名	称	大型送水ポンプ車入口ライン取水用 20m, 5m, 1m ホース
最高使用圧力	MPa	1.40
最高使用温度	℃	□
外	径	—
個	数	—
		29 (予備 3)
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本ホースは、海と大型送水ポンプ車を接続するホースであり、重大事故等対処設備として、大型送水ポンプ車により海水を原子炉建物へ放水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の圧力は、 1.40MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において有効性を確認している海水の温度 30℃を上回る ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する大型送水ポンプ車のフランジ仕様が 250A であることから、250A とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 本ホースの保有数は、重大事故等対処設備として、大型送水ポンプ車により海水を原子炉建物へ放水するために必要な 29 本（20m：2 本，5m：16 本，1m：11 本）の 1 セットに、本ホースは保守点検中でも使用可能であるため、保守点検による待機除外時のバックアップは考慮せず、故障時のバックアップ用として予備 3 本（原子炉冷却施設のうち原子炉補機冷却設備の原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車入口ライン取水用 20m, 5m, 1m ホースの予備 3 本を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（原子炉建物放水設備）の大型送水ポンプ車入口ライン取水用 20m, 5m, 1m ホースの予備として兼用）を分散して保管する。</p>		

名	称	大型送水ポンプ車出口ライン送水用 50m, 5m, 2m ホース
最高使用圧力	MPa	1.40
最高使用温度	℃	<input type="checkbox"/>
外 径	—	300A
個 数	—	21 (予備 3)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本ホースは、大型送水ポンプ車と放水砲を接続するホースであり、重大事故等対処設備として、大型送水ポンプ車により海水を原子炉建物へ放水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠。 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の圧力は、<input type="checkbox"/> <input type="checkbox"/> とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において有効性を確認している海水の温度 30℃を上回る <input type="checkbox"/>℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失上許容できる外径を選定する。</p> <p>大型送水ポンプ車により海水を原子炉建物へ放水する場合には、大型送水ポンプ車の</p> <p>2. 吐出圧力の設定根拠のホース圧損算出条件である 300A（呼び径）を本ホースの外径とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠</p> <p>本ホースの保有数は、重大事故等対処設備として、大型送水ポンプ車により海水を原子炉建物へ放水するために必要な 21 本（50m：10 本，5m：10 本，2m：1 本）の 1 セットに、本ホースは保守点検中でも使用可能であるため、保守点検による待機除外時のバックアップは考慮せず、故障時のバックアップ用として予備 3 本（原子炉冷却施設のうち原子炉補機冷却設備の原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車出口ライン送水用 50m, 5m, 2m ホースの予備 3 本を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（原子炉建物放水設備）の大型送水ポンプ車出口ライン送水用 50m, 5m, 2m ホースの予備として兼用）を分散して保管する。</p>		

名	称	放水砲
最高使用圧力	MPa	1.40
最高使用温度	℃	<input type="text"/>
外径	mm	<input type="text"/>
個数	—	1 (予備 1)
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、大型送水ポンプ車出口ライン送水用 50m, 5m, 2m ホースに接続する可搬型配管であり、重大事故等対処設備として、大型送水ポンプ車により海水を原子炉建物へ放水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉建物屋上へ放水することを考慮し <input type="text"/> MPa に調整して使用するため、調整した圧力 <input type="text"/> MPa を上回る 1.40MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、大型送水ポンプ車の重大事故等時における使用温度と同じ <input type="text"/> ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失上許容できる外径を選定する。</p> <p>大型送水ポンプ車により海水を原子炉建物へ放水する場合については、大型送水ポンプ車の 2. 吐出圧力の設定根拠の配管圧損算出条件である <input type="text"/> mm, <input type="text"/> mm 及び <input type="text"/> mm とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠</p> <p>本配管の保有数は、重大事故等対処設備として、大型送水ポンプ車より海水を原子炉建物へ放水するために必要な個数である 1 セット 1 個に、故障時及び保守点検によるバックアップ用として予備 1 個とし、分散して保管する。</p>		

VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

(原子炉冷却系統施設)

目 次

1. 概要	1
2. 原子炉冷却材再循環設備	2
2.1 原子炉再循環系	2
3. 原子炉冷却材の循環設備	11
3.1 主蒸気系	11
3.2 給水系	66
4. 残留熱除去設備	71
4.1 残留熱除去系	71
5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	220
5.1 高圧炉心スプレイ系	220
5.2 低圧炉心スプレイ系	235
5.3 高圧原子炉代替注水系	247
5.4 原子炉隔離時冷却系	262
5.5 低圧原子炉代替注水系	265
6. 原子炉冷却材補給設備	300
6.1 原子炉隔離時冷却系	300
7. 原子炉補機冷却設備	329
7.1 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	329
7.2 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）	525
7.3 原子炉補機代替冷却系	570
8. 原子炉冷却材浄化設備	616
8.1 原子炉浄化系	616

1. 概要

本説明書は、原子炉冷却系統施設の申請範囲に係る仕様設定根拠について説明するものである。

2. 原子炉冷却材再循環設備

2.1 原子炉再循環系

名 称		原子炉压力容器 ～ 停止時冷却モード入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302 (304)
外 径	mm	523.0 / 508.0 / 570.0

【設 定 根 拠】

(概 要)

本配管は、原子炉压力容器から停止時冷却モード入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉再循環ポンプにより炉内の冷却材を強制循環するために設置する。また、原子炉停止時に設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として炉水を残留熱除去系熱交換器により冷却するために設置する。

本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1，D 2，D 3として下記に示す。

原子炉再循環系主配管の設計仕様を表 2.1-1 原子炉再循環系主配管の設計仕様表に示す。

1. 最高使用圧力の設定根拠

P 1 : 8.62 (8.98) MPa

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 302℃ (304℃)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 1は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ、304℃とする。

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、523.0mm, 508.0mm, 570.0mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	523.0	33.7	500	0.16303	□*	□	□
D 2	508.0	26.2	500	0.16303	□*	□	□
D 3	570.0	57.2	500	0.16303	□*	□	□

注記*：原子炉再循環系の定格流量

名 称		停止時冷却モード入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302 (304)
外 径	mm	502.8 / 457.2

【設 定 根 拠】

(概 要)

本配管は、停止時冷却モード入口ライン分岐部であり、設計基準対象施設として、原子炉再循環ポンプにより炉内の冷却材を強制循環するために設置する。また、原子炉停止時に設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として炉水を残留熱除去系熱交換器により冷却するために設置する。

本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 4，D 5 として下記に示す。

原子炉再循環系主配管の設計仕様を表 2.1-1 原子炉再循環系主配管の設計仕様表に示す。

1. 最高使用圧力の設定根拠

P 1 : 8.62 (8.98) MPa

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPa とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 302℃ (304℃)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ、302℃ とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度に合わせ、304℃ とする。

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、502.8mm、457.2mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	502.8	52.2	500	0.12466	 *1		
D 5	457.2	29.4	450	0.12466	 *2		

注記*1：原子炉再循環系の定格流量

*2：残留熱除去ポンプ2台分の定格流量

名 称		停止時冷却モード戻りライン合流部 ～ 原子炉压力容器
最高使用圧力	MPa	10.4
最高使用温度	℃	302 (304)
外 径	mm	508.0 / 550.0 / 422.0 / 406.4 / 450.0 / 267.4 310.0

【設 定 根 拠】

(概 要)

本配管は、停止時冷却モード戻りライン合流部から原子炉压力容器までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉再循環ポンプにより冷却材を強制循環するために設置する。また、原子炉停止時に設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系熱交換器により冷却した炉水を原子炉压力容器へ戻すために設置する。

本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 6，D 7，D 8，D 9，D 1 0，D 1 1，D 1 2として下記に示す。

原子炉再循環系主配管の設計仕様を表 2.1-1 原子炉再循環系主配管の設計仕様表に示す。

1. 最高使用圧力の設定根拠

P 2 : 10.4MPa

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 2は、主配管「原子炉再循環ポンプから停止時冷却モード戻りライン合流部」の最高使用圧力に合わせて、10.4MPaとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、10.4MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 302℃ (304℃)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 1は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせて、302℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせて、304℃とする。

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0mm, 550.0mm, 422.0mm, 406.4mm, 450.0mm, 267.4mm, 310.0mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 6	508.0	30.5	500	0.15693	<input type="checkbox"/> *1	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 7	550.0	51.5	500	0.15693	<input type="checkbox"/> *1	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 8	422.0	34.8	400	0.09754	<input type="checkbox"/> *2	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 9	406.4	27.0	400	0.09754	<input type="checkbox"/> *2	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 1 0	450.0	48.8	400	0.09754	<input type="checkbox"/> *2	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 1 1	267.4	18.2	250	0.04191	<input type="checkbox"/> *3	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 1 2	310.0	39.5	250	0.04191	<input type="checkbox"/> *3	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

注記*1：原子炉再循環系の定格流量

*2：原子炉再循環系の定格流量の2/5

*3：原子炉再循環系の定格流量の1/5

名 称		停止時冷却モード戻りライン合流部
最高使用圧力	MPa	10.4
最高使用温度	℃	302 (304)
外 径	mm	267.4 / 310.0

【設 定 根 拠】

(概 要)

本配管は、停止時冷却モード戻りライン合流部であり、設計基準対象施設として、原子炉再循環ポンプにより冷却材を強制循環するために設置する。また、原子炉停止時に設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系熱交換器により冷却した炉水を原子炉压力容器へ戻すために設置する。

本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 3，D 1 4 として下記に示す。

原子炉再循環系主配管の設計仕様を表 2.1-1 原子炉再循環系主配管の設計仕様表に示す。

1. 最高使用圧力の設定根拠

P 2 : 10.4MPa

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 2 は、主配管「原子炉再循環ポンプから停止時冷却モード戻りライン合流部」の最高使用圧力に合わせ、10.4MPa とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、10.4MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 302℃ (304℃)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302℃ とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ、304℃ とする。

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカ社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm, 310.0mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 3	267.4	18.2	250	0.04191	□*	□	□
D 1 4	310.0	39.5	250	0.04191	□*	□	□

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

表 2.1-1 原子炉再循環系主配管の設計仕様表

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉再循環系	原子炉圧力容器	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	523.0	D 1
	～					508.0	D 2
	停止時冷却モード入口ライン分岐部					570.0	D 3
	停止時冷却モード入口ライン分岐部	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	502.8	D 4
	停止時冷却モード入口ライン分岐部					457.2	D 5
	停止時冷却モード戻りライン合流部	10.4	P 2	302 (304*)	T 1	508.0	D 6
	～					550.0	D 7
	原子炉圧力容器					422.0	D 8
	～					406.4	D 9
	原子炉圧力容器					450.0	D 1 0
	～					267.4	D 1 1
	原子炉圧力容器					310.0	D 1 2
	停止時冷却モード戻りライン合流部	10.4	P 2	302 (304*)	T 1	267.4	D 1 3
	停止時冷却モード戻りライン合流部					310.0	D 1 4

注記*：重大事故等時における使用時の値

3. 原子炉冷却材の循環設備

3.1 主蒸気系

名 称		逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ
容 量	ℓ/個	□ (15)
最高使用圧力	MPa	1.77 (2.20)
最高使用温度	℃	171 (200)
個 数	—	12

【設 定 根 拠】

(概 要)

・設計基準対象施設

逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、設計基準対象施設として逃がし安全弁の駆動源である逃がし安全弁窒素ガス供給系が機能喪失した場合において、逃がし安全弁の逃がし弁機能としての開操作を行えるように設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）として使用する逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、下記の機能を有する。

逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために逃がし安全弁を作動させる際の駆動用窒素ガスの流路として使用する。

系統構成は、逃がし安全弁窒素ガス供給系逃がし安全弁窒素ガス供給装置から逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータを経由して逃がし安全弁に窒素ガスを供給できる設計とする。

重大事故等時に計測制御系統施設のうち制御用空気設備（逃がし安全弁窒素ガス供給系）として使用する逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、下記の機能を有する。

逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために逃がし安全弁を作動させる際の駆動用窒素ガスの流路として使用する。

系統構成は、逃がし安全弁窒素ガス供給系逃がし安全弁窒素ガス供給装置から逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータを経由して逃がし安全弁に窒素ガスを供給できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの容量は、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータからシリンダへの作動ガスは断熱変化($PV^k=$

【設 定 根 拠】 (続き)

定)を仮定し、逃がし安全弁全開時のアキュムレータ圧力がシリンダ圧力に対して臨界圧力以上となるような容量を考慮して決定する。

逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの容量の設定には、原子炉格納容器圧力 13.7kPa で 1 回動作可能な事を考慮する。

弁作動前のアキュムレータ容積 V_a を V_{a1} , V_{a2} に分割して考える。(V_{a1} は弁作動後もアキュムレータに残る作動ガスの体積, V_{a2} は弁作動後シリンダ側へ移る作動ガスの体積)

逃がし安全弁逃がし弁機能作動前のアキュムレータ圧力を P_{a0} , 作動後のアキュムレータ圧力を P_{a1} , シリンダ内圧力を P_c (=駆動シリンダ内必要最低圧力), 逃がし安全弁全開時のシリンダ容量を V_c とすると各値に対して下記関係式が成り立つ。

$$V_a = V_{a1} + V_{a2}$$

$$P_{a0} \cdot V_{a1}^K = P_{a1} \cdot V_a^K \quad \therefore V_{a1} = (P_{a1}/P_{a0})^{1/K} \cdot V_a$$

$$P_{a0} \cdot V_{a2}^K = P_c \cdot V_c^K \quad \therefore V_{a2} = (P_c/P_{a0})^{1/K} \cdot V_c$$

上記の式を整理すると下記式となり、この式を用いて逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ容量を算出する。

$$V_a = \frac{\left(\frac{P_c}{P_{a0}}\right)^{\frac{1}{K}}}{1 - \left(\frac{P_{a1}}{P_{a0}}\right)^{\frac{1}{K}}} \cdot V_c$$

次に、逃がし安全弁逃がし弁機能は急速開要求をもつため、アキュムレータからシリンダへの作動ガスが臨界流で流れるように、作動後の圧力バランスとして次の式を考慮する。

$$P_{a1} = \frac{P_c}{\boxed{}} \quad \left(\boxed{} : \text{臨界圧力比} = \left(\frac{2}{K+1}\right)^{\frac{K}{K-1}} \right)$$

V_a : アキュムレータ容量 (ℓ)

V_c : 逃がし安全弁全開時シリンダ容量 (ℓ) =

K : 断熱指数 =

P_c : 逃がし安全弁全開保持に必要なシリンダ内最低圧力 (MPa [abs]) =

P_{a0} : 作動前のアキュムレータ最低圧力 (MPa [abs]) =

P_{a1} : 逃がし安全弁全開時のアキュムレータ内圧力 (MPa [abs]) =

【設定根拠】（続き）

上記より、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの必要容量は下記となる。

$$V_a = \frac{\left(\begin{array}{c} \square \\ \square \end{array} \right) \times 1.1 \times \square}{1 - \left(\begin{array}{c} \square \\ \square \end{array} \right) \times 1.1 \times \square} \times 10 = \square \approx \square \text{ l}$$

上記より、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの容量（設計確認値）は \square l/個とする。

逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータを重大事故等時において使用する場合は流路として使用するのみであり容量上の要求はないため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。

容量（公称値）は、容量（設計確認値）を上回るものとして 150 l/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力は、主配管「アキュムレータ～窒素ガス供給ライン合流部」の最高使用圧力に合わせ、1.77MPa とする。

逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「窒素ガス供給ライン合流部～逃がし安全弁」の使用圧力と同じ 2.20MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度に合わせ、171℃ とする。

逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）で逃がし安全弁の減圧機能使用時におけるドライウェル温度が最大となる事故シーケンスグループである高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱等において約 \square °C であることから、それを上回る 200℃ とする。

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、設計基準対象施設として逃がし安全弁窒素ガス供給系が機能喪失した場合でも、逃がし安全弁の逃がし弁機能としての開操作を行うために必要な個数として12個設置する。

逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、設計基準対象施設として12個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称		RV202-1A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M			
吹 出 圧 力	逃がし弁機能				
	第1段	RV202-1A, J	MPa	7.58	
	第2段	RV202-1C, F, L	MPa	7.65	
	第3段	RV202-1D, H, M	MPa	7.72	
	第4段	RV202-1B, E, G, K	MPa	7.79	
	安全弁機能				
	第1段	RV202-1A, J	MPa	8.14	
	第2段	RV202-1C, F, L	MPa	8.21	
	第3段	RV202-1D, H, M	MPa	8.28	
	第4段	RV202-1B, E, G, K	MPa	8.35	
	個 数		—	12(6) (予備 6)	
	<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>逃がし安全弁は、設計基準対象施設として運転時の異常な過渡変化時及び事故時に、逃がし弁機能及び安全弁機能によって自動的に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバの水面下に放出し、原子炉压力容器の過圧を防止する目的で設置する。</p> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）として使用する逃がし安全弁は、以下の機能を有する。</p> <p>逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉水位を維持することが出来ない場合に、原子炉格納容器内の主蒸気管に12個設置した逃がし安全弁を開放し、原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバの水面下に放出し原子炉压力容器を減圧するとともに、低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系による注水ができる設計とする。</p> <p>また、12個の逃がし安全弁のうち、自動減圧機能を有する弁6個（RV202-1B, D, E, G, K, M）を設ける設計とする。</p> 				

【設 定 根 拠】（続き）

1. 吹出圧力の設定根拠

逃がし弁機能

第1段吹出圧力 7.58MPa

設計基準対象施設として逃がし弁機能を使用する場合の第1段吹出圧力は、原子炉圧力高スクラム発生前に逃がし安全弁が開することのないように、原子炉圧力高スクラム設定値（7.23MPa）及び原子炉ドームピーク圧力（7.31MPa）を上回る、7.58MPaとする。

逃がし弁機能を重大事故等時において使用する場合の第1段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、7.58MPaとする。

第2段吹出圧力 7.65MPa

設計基準対象施設として逃がし弁機能を使用する場合の第2段吹出圧力は、逃がし安全弁を同時に動作させない観点で第1段吹出圧力（7.58MPa）を上回る、7.65MPaとする。

逃がし弁機能を重大事故等時において使用する場合の第2段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、7.65MPaとする。

第3段吹出圧力 7.72MPa

設計基準対象施設として逃がし弁機能を使用する場合の第3段吹出圧力は、逃がし安全弁を同時に動作させない観点で第2段吹出圧力（7.65MPa）を上回る、7.72MPaとする。

逃がし弁機能を重大事故等時において使用する場合の第3段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、7.72MPaとする。

第4段吹出圧力 7.79MPa

設計基準対象施設として逃がし弁機能を使用する場合の第4段吹出圧力は、逃がし安全弁を同時に動作させない観点で第3段吹出圧力（7.72MPa）を上回る、7.79MPaとする。

逃がし弁を重大事故等時において使用する場合の第4段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、7.79MPaとする。

安全弁機能

第1段吹出圧力 8.14MPa

設計基準対象施設として安全弁機能を使用する場合の第1段吹出圧力は、第1段の逃がし弁機能より先に安全弁機能を動作させない観点で、逃がし弁機能を使用する場合の第1段吹出圧力（7.58MPa）を上回る、8.14MPaとする。

安全弁機能を重大事故等時において使用する場合の第1段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、8.14MPaとする。

第2段吹出圧力 8.21MPa

設計基準対象施設として安全弁機能を使用する場合の第2段吹出圧力は、逃がし安全弁を同時に動作させない観点で第1段吹出圧力（8.14MPa）を上回る、8.21MPaとする。

【設定根拠】（続き）

安全弁機能を重大事故等時において使用する場合の第2段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、8.21MPaとする。

第3段吹出圧力 8.28MPa

設計基準対象施設として安全弁機能を使用する場合の第3段吹出圧力は、逃がし安全弁を同時に動作させない観点で第2段吹出圧力（8.21MPa）を上回る、8.28MPaとする。

安全弁機能を重大事故等時において使用する場合の第3段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、8.28MPaとする。

第4段吹出圧力 8.35MPa

設計基準対象施設として安全弁機能を使用する場合の第4段吹出圧力は、逃がし安全弁を同時に動作させない観点で第3段吹出圧力（8.28MPa）を上回る、8.35MPaとする。

安全弁機能を重大事故等時において使用する場合の第4段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、8.35MPaとする。

2. 個数の設定根拠

逃がし安全弁は、設計基準対象施設として原子炉圧力容器の過圧を防止するために必要な個数である、4系統の主蒸気管のうちA-主蒸気系に4個（うち2個は自動減圧機能を有する弁）、B-主蒸気系に2個（うち1個は自動減圧機能を有する弁）、C-主蒸気系に2個（うち1個は自動減圧機能を有する弁）、D-主蒸気系に4個（うち2個は自動減圧機能を有する弁）とし、合計12個（うち6個は自動減圧機能を有する弁）設置し、保守点検用の予備品として6個保管する。

逃がし安全弁は、設計基準対象施設として12個（うち6個は自動減圧機能を有する弁）設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	原子炉压力容器 ～ D-逃がし安全弁入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302(304)
外 径	mm	609.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉压力容器からD-逃がし安全弁入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため、及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 3.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPaとする。</p>		

【設定根拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 302°C (304°C)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ，302°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ，304°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量以下であるため，本配管の外径は設計基準対象施設の外径と同仕様以下で設計し，609.6mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	30.9	600	0.23569	□*	□	□

注記*：主蒸気配管 1 本当たりの流量

名 称		D-逃がし安全弁入口ライン分岐部 ～ C-逃がし安全弁入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302(304)
外 径	mm	609.6

【設 定 根 拠】

(概 要)

本配管は、D-逃がし安全弁入口ライン分岐部からC-逃がし安全弁入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため、及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。

重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。

本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として下記に示す。

主蒸気系主配管の設計仕様を表 3.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。

1. 最高使用圧力の設定根拠

P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 302℃(304℃)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 1は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ、304℃とする。

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量以下であるため、本配管の外径は設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、609.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	30.9	600	0.23569	□*	□	□

注記*：主蒸気配管 1 本当たりの流量

名 称		C-逃がし安全弁入口ライン分岐部 ～ B-逃がし安全弁入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302(304)
外 径	mm	609.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、C-逃がし安全弁入口ライン分岐部から B-逃がし安全弁入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉圧力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため、及び原子炉圧力容器の圧力が上昇した場合に原子炉圧力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉圧力容器の圧力が上昇した場合に原子炉圧力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 3.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃(304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度に合わせ、304℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量以下であるため，本配管の外径は設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，609.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	30.9	600	0.23569	□*	□	□

注記*：主蒸気配管 1 本当たりの流量

名 称		B-逃がし安全弁入口ライン分岐部 ～ A-逃がし安全弁入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302(304)
外 径	mm	609.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-逃がし安全弁入口ライン分岐部からA-逃がし安全弁入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため、及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 3.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃(304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 1は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ、304℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量以下であるため、本配管の外径は設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、609.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	30.9	600	0.23569	□*	□	□

注記*：主蒸気配管 1 本当たりの流量

名 称	原子炉压力容器 ～ 原子炉隔離時冷却系分岐部	
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302 (304)
外 径	mm	609.6 / 627.8
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉压力容器から原子炉隔離時冷却系分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため、及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，継手の外径の設定根拠を F 1 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 3.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃ (304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ、304℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する機器のうち最も容量の大きい逃がし安全弁の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量以下であるため、本配管の外径は設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、609.6mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	30.9	600	0.23569	□*	□	□

注記*：主蒸気配管 1 本当たりの流量

(2) 継手

F 1 : 627.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称	原子炉隔離時冷却系分岐部 ～ F-逃がし安全弁入口ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302 (304)
外 径	mm	627.8 / 609.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉隔離時冷却系分岐部からF-逃がし安全弁入口ライン分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉圧力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため、及び原子炉圧力容器の圧力が上昇した場合に原子炉圧力容器内の蒸気をサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉圧力容器の圧力が上昇した場合に原子炉圧力容器内の蒸気をサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，継手の外径の設定根拠を F 1 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 3.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃ (304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ、302℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度に合わせ、304℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量以下であるため、本配管の外径は設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、609.6mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	30.9	600	0.23569	□*	□	□

注記*：主蒸気配管 1 本当たりの流量

(2) 継手

F 1 : 627.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称	F-逃がし安全弁入口ライン分岐部 ～ E-逃がし安全弁入口ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302 (304)
外 径	mm	609.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、F-逃がし安全弁入口ライン分岐部から E-逃がし安全弁入口ライン分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉圧力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため、及び原子炉圧力容器の圧力が上昇した場合に原子炉圧力容器内の蒸気をサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉圧力容器の圧力が上昇した場合に原子炉圧力容器内の蒸気をサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 3.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 302℃ (304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ、302℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度に合わせ、304℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量以下であるため、本配管の外径は設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、609.6mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	30.9	600	0.23569	□*	□	□

注記*：主蒸気配管 1 本当たりの流量

名	称	原子炉压力容器 ～ H-逃がし安全弁入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302(304)
外 径	mm	609.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉压力容器からH-逃がし安全弁入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため、及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 3.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃(304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 1は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ、304℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量以下であるため、本配管の外径は設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、609.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	30.9	600	0.23569	□*	□	□

注記*：主蒸気配管 1 本当たりの流量

名 称	H-逃がし安全弁入口ライン分岐部 ～ G-逃がし安全弁入口ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302(304)
外 径	mm	609.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、H-逃がし安全弁入口ライン分岐部からG-逃がし安全弁入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため、及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 1 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 3.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃(304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ、304℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量以下であるため、本配管の外径は設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、609.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	30.9	600	0.23569	□*	□	□

注記*：主蒸気配管 1 本当たりの流量

名 称		原子炉压力容器 ～ M-逃がし安全弁入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302(304)
外 径	mm	609.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉压力容器からM-逃がし安全弁入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため、及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 3.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃(304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 1は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ、304℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量以下であるため、本配管の外径は設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、609.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	30.9	600	0.23569	□*	□	□

注記*：主蒸気配管 1 本当たりの流量

名 称		M-逃がし安全弁入口ライン分岐部 ～ L-逃がし安全弁入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302(304)
外 径	mm	609.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、M-逃がし安全弁入口ライン分岐部からL-逃がし安全弁入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため、及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 3.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃(304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 1は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ、304℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量以下であるため、本配管の外径は設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、609.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	30.9	600	0.23569	□*	□	□

注記*：主蒸気配管 1 本当たりの流量

名 称		L-逃がし安全弁入口ライン分岐部 ～ K-逃がし安全弁入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302(304)
外 径	mm	609.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、L-逃がし安全弁入口ライン分岐部からK-逃がし安全弁入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため、及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 3.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃(304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 1は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ、304℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量以下であるため，本配管の外径は設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，609.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	30.9	600	0.23569	□*	□	□

注記*：主蒸気配管 1 本当たりの流量

名 称		K-逃がし安全弁入口ライン分岐部 ～ J-逃がし安全弁入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302(304)
外 径	mm	609.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、K-逃がし安全弁入口ライン分岐部から J-逃がし安全弁入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため、及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 3.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃(304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ、304℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量以下であるため，本配管の外径は設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，609.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	30.9	600	0.23569	□*	□	□

注記*：主蒸気配管 1 本当たりの流量

名 称	原子炉隔離時冷却系分岐部	
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302(304)
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、原子炉隔離時冷却系分岐部であり、設計基準対象施設として、原子炉圧力容器内の蒸気を原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービンに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉圧力容器内の蒸気を原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービンに供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 2として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 3.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、主配管「原子炉圧力容器から原子炉隔離時冷却系分岐部」の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「原子炉圧力容器から原子炉隔離時冷却系分岐部」の使用圧力に合わせ、8.98MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃(304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 1は、主配管「原子炉圧力容器から原子炉隔離時冷却系分岐部」の最高使用温度に合わせ、302℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「原子炉圧力容器から原子炉隔離時冷却系分岐部」の使用温度に合わせ、304℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も容量の大きい原子炉隔離時冷却ポンプの駆動に必要な容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	114.3	11.1	100	0.00666	□*	□	□

注記*：原子炉压力容器低圧時における蒸気供給配管の設計流量

名	称	A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M-逃がし安全弁入口 ライン分岐部 ～ 逃がし安全弁
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302(304)
外 径	mm	216.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M-逃がし安全弁入口ライン分岐部から逃がし安全弁までを接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 3 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 3.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃(304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ、304℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D3 : 216.3 mm

設計基準対象施設として使用する本配管の外径は、逃がし安全弁動作時の逃がし安全弁背圧が過大とならないように外径を 216.3mm と選定している。

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は設計基準対象施設の外径と同仕様とする。

名 称	逃がし安全弁（自動減圧機能） ～ 格納容器配管貫通部（貫通部番号 X-280A, D, F, G, J, M)	
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	250
外 径	mm	267.4

【設 定 根 拠】

(概 要)

本配管は、逃がし安全弁（自動減圧機能）から格納容器配管貫通部（貫通部番号 X-280A, D, F, G, J, M）までを接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。

重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。

本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 2，外径の設定根拠を D 4 として下記に示す。

主蒸気系主配管の設計仕様を表 3.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。

1. 最高使用圧力の設定根拠

P 2 : 3.73MPa

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 2 は、逃がし安全弁の排気管の最高圧力に合わせ、3.73MPa とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.73MPa とする。

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 250℃

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 2 は，最高使用圧力の飽和温度以上とし，250℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，250℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 4 : 267.4 mm

設計基準対象施設として使用する本配管の外径は，逃がし安全弁動作時の逃がし安全弁背圧が過大とならないように外径を 267.4mm と選定している。

本配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量が設計基準対象施設として使用する場合は同仕様以下であるため，本配管の外径は設計基準対象施設の外径と同仕様とする。

名 称	格納容器配管貫通部（貫通部番号 X-280A, D, F, G, J, M） ～ サブプレッションチェンバ内排気管	
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	250
外 径	mm	267.4 / 323.8
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、格納容器配管貫通部（貫通部番号 X-280A, D, F, G, J, M）からサブプレッションチェンバ内排気管までを接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉圧力容器の圧力が上昇した場合に原子炉圧力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉圧力容器の圧力が上昇した場合に原子炉圧力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 2，外径の設定根拠を D 4，D 5，継手の外径の設定根拠を F 2 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 3.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 3.73MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 2 は、逃がし安全弁の排気管の最高圧力に合わせ、3.73MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.73MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 250℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 2 は、最高使用圧力の飽和温度以上とし、250℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、250℃ とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 4 : 267.4 mm

D 5 : 323.8mm

設計基準対象施設として使用する本配管の外径は、逃がし安全弁動作時の逃がし安全弁背圧が過大とならないように外径を 267.4mm と選定している。

また、蒸気凝縮性能を確保するために外径を設定しており、排気管クエンチャに蒸気凝縮に必要な間隔を保って穴を配列するのに十分な寸法として 323.8mm とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は設計基準対象施設の外径と同仕様とする。

(2) 継手

F 2 : 323.8 mm

フランジ部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名	称	逃がし安全弁（自動減圧機能を有するものを除く） ～ 格納容器配管貫通部（貫通部番号 X-280B, C, E, H, K, L）
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	250
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、逃がし安全弁（自動減圧機能を有するものを除く）から格納容器配管貫通部（貫通部番号 X-280B, C, E, H, K, L）までを接続する配管であり、重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3，最高使用温度の設定根拠を T 3，外径の設定根拠を D 4 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 3.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 3 : 3.73MPa</u> 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、逃がし安全弁の排気管の最高圧力に合わせ、3.73MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 3 : 250℃</u> 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、最高使用圧力の飽和温度以上とし、250℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D4 : 267.4 mm

設計基準対象施設として使用する本配管の外径は、逃がし安全弁動作時の逃がし安全弁背圧が過大とならないように外径を 267.4mm と選定している。

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は設計基準対象施設の外径と同仕様とする。

名 称		格納容器配管貫通部（貫通部番号 X-280B, C, E, H, K, L） ～ サプレッションチェンバ内排気管
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	250
外 径	mm	267.4 / 323.8
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、格納容器配管貫通部（貫通部番号 X-280B, C, E, H, K, L）からサプレッションチェンバ内排気管までを接続する配管であり、重大事故等対処設備としては、原子炉圧力容器の圧力が上昇した場合に原子炉圧力容器内の蒸気をサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3，最高使用温度の設定根拠を T 3，外径の設定根拠を D 4，D 5，継手の外径の設定根拠を F 2 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 3.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.73MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、逃がし安全弁の排気管の最高圧力に合わせ、3.73MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 3 : 250℃</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、最高使用圧力の飽和温度以上とし、250℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 4 : 267.4 mm

D 5 : 323.8mm

設計基準対象施設として使用する本配管の外径は、逃がし安全弁動作時の逃がし安全弁背圧が過大とならないように外径を 267.4mm と選定している。

また、蒸気凝縮性能を確保するために外径を設定しており、排気管クエンチャに蒸気凝縮に必要な間隔を保って穴を配列するのに十分な寸法として 323.8mm とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する逃がし安全弁の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は設計基準対象施設の外径と同仕様とする。

(2) 継手

F 2 : 323.8 mm

フランジ部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名	称	窒素ガス供給ライン逃がし安全弁自動減圧機能側合流部 ～ 逃がし安全弁
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	42.7 / 41.5 / 60.5 / 57.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、窒素ガス供給ライン逃がし安全弁自動減圧機能側合流部から逃がし安全弁までを接続する配管であり、設計基準対象施設として逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を逃がし安全弁に供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 4，最高使用温度の設定根拠を T 4，外径の設定根拠を D 6，D 7，継手の外径の設定根拠を F 4，F 3 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 3.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 4 : 1.77MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 4 は、逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力に合わせ、1.77MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 4 : 171℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 4 は、逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度に合わせ、171℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 6 : 42.7 mm

D 7 : 60.5 mm

設計基準対象施設として使用する本配管の外径は、逃がし安全弁の逃がし弁機能及び自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために、電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管外径を基に設定しており、42.7mm, 60.5mm とする。

(2) 継手

F 4 : 41.5 mm

フレキシブルメタルホースの外径。32A のフレキシブルメタルホースの外径とする。

F 3 : 57.0 mm

アダプターの小径側外径。接続する管の仕様及び強度を満足する外径とする。

名	称	逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ ～ 窒素ガス供給ライン逃がし安全弁逃がし弁機能側合流部
最高使用圧力	MPa	1.77 (2.20)
最高使用温度	℃	171 (200)
外 径	mm	42.7
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータから窒素ガス供給ライン逃がし安全弁逃がし弁機能側合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータにより窒素を逃がし安全弁に供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータにより窒素を逃がし安全弁に供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 5，最高使用温度の設定根拠を T 5，外径の設定根拠を D 6 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 3.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 5 : 1.77(2.20)MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 5 は、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力に合わせ、1.77MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「窒素ガス供給ライン合流部～逃がし安全弁」の使用圧力と同じ 2.20MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 5 : 171℃ (200℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 5 は、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度に合わせ、171℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用温度に合わせ、200℃ とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 6 : 42.7 mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する逃がし安全弁の逃がし弁機能及び自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために、電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様以下であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、42.7mm とする。

名 称		窒素ガス供給ライン逃がし安全弁逃がし弁機能側合流部 ～ 逃がし安全弁
最高使用圧力	MPa	1.77 (2.20)
最高使用温度	℃	171 (200)
外 径	mm	42.7 / 41.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、窒素ガス供給ライン逃がし安全弁逃がし弁機能側合流部から逃がし安全弁までを接続する配管であり、設計基準対象施設として逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータにより窒素を逃がし安全弁に供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータにより窒素を逃がし安全弁に供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 5，最高使用温度の設定根拠を T 5，外径の設定根拠を D 6，継手の外径の設定根拠を F 4 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 3.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 5 : 1.77 (2.20) MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 5 は、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力に合わせ、1.77MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時の使用温度において窒素ガスの熱膨張で受ける圧力 <input type="text"/> MPa を上回る 2.20MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 5 : 171℃ (200℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 5 は、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度に合わせ、171℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用温度に合わせ、200℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 6 : 42.7 mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する逃がし安全弁の逃がし弁機能及び自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために、電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様以下であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、42.7mm とする。

(2) 継手

F 4 : 41.5 mm

フレキシブルメタルホースの外径。32A のフレキシブルメタルホースの外径とする。

表 3.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表 (その1)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
主 蒸 気 系	原子炉圧力容器 ～ D-逃がし安全弁入口ライン分岐部	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	609.6	D 1
	609.6					D 1	
	D-逃がし安全弁入口ライン分岐部 ～ C-逃がし安全弁入口ライン分岐部	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	609.6	D 1
	C-逃がし安全弁入口ライン分岐部 ～ B-逃がし安全弁入口ライン分岐部						
	B-逃がし安全弁入口ライン分岐部 ～ A-逃がし安全弁入口ライン分岐部	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	609.6	D 1
	原子炉圧力容器 ～ 原子炉隔離時冷却系分岐部						
	原子炉隔離時冷却系分岐部 ～ F-逃がし安全弁入口ライン分岐部	609.6	D 1				
	627.8	F 1					
	F-逃がし安全弁入口ライン分岐部 ～ E-逃がし安全弁入口ライン分岐部	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	609.6	D 1
	609.6						
	原子炉圧力容器 ～ H-逃がし安全弁入口ライン分岐部	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	609.6	D 1
	609.6					D 1	

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 3.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表 (その2)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
主蒸気系	H-逃がし安全弁入口ライン 分岐部 ～ G-逃がし安全弁入口ライン 分岐部	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	609.6	D 1
	原子炉圧力容器 ～ M-逃がし安全弁入口ライン 分岐部	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	609.6	D 1
	M-逃がし安全弁入口ライン 分岐部 ～ L-逃がし安全弁入口ライン 分岐部	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	609.6	D 1
	L-逃がし安全弁入口ライン 分岐部 ～ K-逃がし安全弁入口ライン 分岐部	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	609.6	D 1
	K-逃がし安全弁入口ライン 分岐部 ～ J-逃がし安全弁入口ライン 分岐部	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	609.6	D 1
	原子炉隔離時冷却系分岐部	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	114.3	D 2

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 3.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表 (その3)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
主蒸気系	A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M-逃がし安全弁入口ラ イン分岐部 ～ 逃がし安全弁	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	216.3	D 3
	逃がし安全弁 (自動減圧機 能) ～ 格納容器配管貫通部 (貫通 部番号 X-280A, D, F, G, J, M)	3.73	P 2	250	T 2	267.4	D 4
	267.4 /267.4 /-					—	
	267.4					—	
	格納容器配管貫通部 (貫通 部番号 X-280A, D, F, G, J, M) ～ サプレッションチェンバ内 排気管	3.73	P 2	250	T 2	267.4	D 4
	323.8					D 5 / F 2	
	逃がし安全弁 (自動減圧機 能を有するものを除く) ～ 格納容器配管貫通部 (貫通 部番号 X-280B, C, E, H, K, L)	3.73*	P 3	250*	T 3	267.4	D 4
	267.4 /267.4 /-					—	
	267.4					—	
	格納容器配管貫通部 (貫通 部番号 X-280B, C, E, H, K, L) ～ サプレッションチェンバ内 排気管	3.73*	P 3	250*	T 3	267.4	D 4
	323.8					D 5 / F 2	

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 3.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表 (その4)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
主蒸気系	窒素ガス供給ライン逃がし安全弁自動減圧機能側合流部 ～ 逃がし安全弁	1.77	P 4	171	T 4	42.7	D 6
						42.7	D 6
						41.5	F 4
						42.7	D 6
						60.5	D 7
						60.5	D 7
	57.0	F 3					
	逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ ～ 窒素ガス供給ライン逃がし安全弁逃がし弁機能側合流部	1.77 (2.20*)	P 5	171 (200*)	T 5	42.7	D 6
						43.2	—
						42.7	D 6
	窒素ガス供給ライン逃がし安全弁逃がし弁機能側合流部 ～ 逃がし安全弁	1.77 (2.20*)	P 5	171 (200*)	T 5	43.2	—
						/43.2	
						/43.2	
						42.7	D 6
						42.7	D 6
41.5						F 4	
42.7	D 6						
43.2	—						

注記* : 重大事故等時における使用時の値

3.2 給水系

名 称		原子炉浄化系合流部 ～ 原子炉压力容器
最高使用圧力	MPa	8.62 / 8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302 / 302(304)
外 径	mm	457.2 / 489.6 / 318.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉浄化系合流部から原子炉压力容器までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉浄化系で浄化された原子炉冷却材を原子炉压力容器に供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉隔離時冷却ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を原子炉压力容器に注入するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、T 2、外径の設定根拠をD 1、D 2、継手の外径の設定根拠をF 1として下記に示す。</p> <p>給水系主配管の設計仕様を表 3.2-1 給水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、8.62MPaとする。</p> <p><u>P 2 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 2は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 1は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、302℃とする。

T 2 : 302℃(304℃)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 2 は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度に合わせ、304℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も容量の大きい原子炉隔離時冷却ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプに必要な容量が設計基準対象施設として使用する原子炉給水ポンプの容量以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、457.2mm、318.5mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	457.2	23.8	450	0.13177	□*1	□	□
D 2	318.5	21.4	300	0.05970	□*2	□	□

注記*1：給水系の定格流量の 1/2

*2：給水系の定格流量の 1/4

(2) 継手

F 1 : 489.6mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名	称	原子炉浄化系合流部
最高使用圧力	MPa	8.62
最高使用温度	℃	302
外 径	mm	114.3 / 144.3
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、原子炉浄化系合流部であり、設計基準対象施設として、原子炉浄化系で浄化された原子炉冷却材を原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉隔離時冷却ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器に注入するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 3、継手の外径の設定根拠をF 2として下記に示す。</p> <p>給水系主配管の設計仕様を表 3.2-1 給水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、主配管「原子炉浄化系合流部から原子炉圧力容器」の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、8.62MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 1は、主配管「原子炉浄化系合流部から原子炉圧力容器」の最高使用温度に合わせ、302℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、302℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も容量の大きい原子炉隔離時冷却ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカ社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	114.3	11.1	100	0.00666	□*	□	□

注記*：原子炉隔離時冷却ポンプによる原子炉圧力容器への供給流量

(2) 継手

F 2 : 144.3mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

表 3.2-1 給水系主配管の設計仕様表

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
給水系	原子炉浄化系合流部 ～ 原子炉压力容器	8.62	P 1	302	T 1	457.2	D 1
	457.2					D 1	
	8.62 (8.98*)	P 2	302 (304*)	T 2	457.2	D 1	
					457.2	D 1	
					489.6	F 1	
					457.2	—	
					318.5	D 2	
					318.5	D 2	
					318.5	D 2	
	原子炉浄化系合流部	8.62	P 1	302	T 1	114.3	D 3
						144.3	F 2

注記*：重大事故等時における使用時の値

4. 残留熱除去設備

4.1 残留熱除去系

名 称		残留熱除去系熱交換器
容量（設計熱交換量）	MW/個	□以上（9.13）
最高使用圧力	MPa	管側 3.92 / 胴側 1.37
最高使用温度	℃	管側 185 / 胴側 85
伝熱面積	m ² /個	□以上（□）
個 数	—	2

【設 定 根 拠】

（概 要）

・設計基準対象施設

残留熱除去系熱交換器は、設計基準対象施設として通常の原子炉停止時及び復水器が使用できない時の炉心の崩壊熱及びその他の残留熱除去並びに原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし、下記のモード・機能の際に熱を除去するために設置する。

- ① 原子炉停止時冷却モード
- ② 低圧注水モード
- ③ 格納容器冷却モード
- ④ サプレッションプール水冷却モード
- ⑤ 燃料プール冷却機能

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）として使用する残留熱除去系熱交換器は、下記の機能を有する。

(1) 原子炉停止時冷却モード

残留熱除去系熱交換器は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。また、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するために設置する。

系統構成は、A、B-残留熱除去ポンプにより冷却材を原子炉圧力容器から取水し、A、B-残留熱除去系熱交換器を経由して原子炉圧力容器に戻すことにより炉心崩壊熱を除去し、発電用原子炉を冷却できる設計とする。

【設 定 根 拠】（続き）

(2) 格納容器冷却モード

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

系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水をA、B-残留熱除去ポンプにより残留熱除去系熱交換器を経由してドライウェル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレーすることで、原子炉格納容器内の崩壊熱の除去及び蒸気の凝縮ができる設計とする。

(3) サプレッションプール水冷却モード

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

系統構成は、A、B-残留熱除去ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器を経由してサブプレッションチェンバ内に戻すことによりサブプレッションチェンバのプール水を冷却できる設計とする。

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

残留熱除去系熱交換器は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合であって、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ストレーナで異物をろ過し、残留熱除去ポンプにより残留熱除去系熱交換器を経由して*原子炉圧力容器へ注入し、炉心を冷却できる設計とする。

注記*：低圧注水系として使用する場合、残留熱除去系熱交換器を介するのはA及びB系列のみ。

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

残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。また、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

【設 定 根 拠】（続き）

系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を A, B-残留熱除去系ストレーナで異物をろ過し、A, B-残留熱除去ポンプにより A, B-残留熱除去系熱交換器を経由してドライウエル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることにより原子炉格納容器内の崩壊熱の除去及び蒸気の凝縮ができる設計とする。

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

残留熱除去系熱交換器は、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を A, B-残留熱除去系ストレーナで異物をろ過し、A, B-残留熱除去ポンプにより A, B-残留熱除去系熱交換器を経由してサブプレッションチェンバ内に戻すことによりサブプレッションチェンバのプール水を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備(残留熱代替除去系)として使用する残留熱除去系熱交換器は、下記の機能を有する。

B-残留熱除去系熱交換器は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を B-残留熱除去系ストレーナで異物をろ過し、残留熱代替除去ポンプにより B-残留熱除去系熱交換器を経由して原子炉圧力容器へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

【設定根拠】（続き）

1. 容量（設計熱交換量）の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器の容量は、全ての運転モード・機能を包絡する値として、原子炉停止時冷却モード時に必要な容量を考慮して決定する。原子炉停止時冷却モード時の必要除熱量は、原子炉停止 時間後に炉水温度を °C以下に冷却可能な容量として、 MW [Kcal/h] である。したがって、残留熱除去系熱交換器の容量（設計熱交換量）は、 MW/個とする。

上記より、原子炉停止時冷却モードの必要熱交換量は、 MW となり、残留熱除去系熱交換器の必要熱交換量は、 MW/個以上となる。

残留熱除去系熱交換器に対する必要伝熱面積

運転モード	原子炉停止時冷却モード
熱交換器 1 個当たりの必要熱交換量 (MW/個)	<input type="text"/>
被冷却水流量 (kg/h)	<input type="text"/>
被冷却水温度 (°C)	<input type="text"/>
冷却水流量 (kg/h)	<input type="text"/>
冷却水温度 (°C)	<input type="text"/>
必要伝熱面積 (m ²)	<input type="text"/>

なお、残留熱除去系熱交換器の容量（設計熱交換量）にて、サプレッションチェンバを水源とした格納容器スプレイ冷却モードにより原子炉格納容器を冷却することで、原子炉格納容器の最高使用圧力 0.427MPa 並びに最高使用温度 171°C及び 104°C以下にできることを安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）にて確認している。

残留熱除去系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の容量（設計熱交換量）は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において残留熱代替除去系に期待する熱交換量（ MW（被冷却水流量 150m³/h, 被冷却水温度 167°C時）を確保可能な伝熱面積が最大の m²であり、設計基準対象施設として使用する場合の必要伝熱面積に包絡されるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、 MW/個以上とする。

公称値については、 9.13MW/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

(1) 管側

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器の管側の最高使用圧力は、主配管「A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部～A-残留熱除去系熱交換器」及び主配管「B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部～B-残留熱除去系熱交換器」の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。

【設定根拠】（続き）

残留熱除去系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の管側の圧力は、主配管「A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部～A-残留熱除去系熱交換器」及び主配管「B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部～B-残留熱除去系熱交換器」の使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。

(2) 胴側

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器の胴側の最高使用圧力は、原子炉補機冷却系の主配管「A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部～A-残留熱除去系熱交換器」及び「B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部～B-残留熱除去系熱交換器」の最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。

残留熱除去系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の胴側の圧力は、原子炉補機冷却系の主配管「A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部～A-残留熱除去系熱交換器」及び「B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部～B-残留熱除去系熱交換器」の使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。

3. 最高使用温度の設定根拠**(1) 管側**

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器の管側の最高使用温度は、主配管「A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部～A-残留熱除去系熱交換器」及び主配管「B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部～B-残留熱除去系熱交換器」の最高使用温度に合わせ、185℃とする。

残留熱除去系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の管側の温度は、主配管「A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部～A-残留熱除去系熱交換器」及び主配管「B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部～B-残留熱除去系熱交換器」の使用温度に合わせ、185℃とする。

(2) 胴側

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器の胴側の最高使用温度は、原子炉補機冷却系の主配管「A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部～A-残留熱除去系熱交換器」及び「B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部～B-残留熱除去系熱交換器」の最高使用温度に合わせ、85℃とする。

【設定根拠】（続き）

残留熱除去系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の胴側の温度は、原子炉補機冷却系の主配管「A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部～A-残留熱除去系熱交換器」及び「B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部～B-残留熱除去系熱交換器」の使用温度に合わせ、85℃とする。

4. 伝熱面積の設定根拠

設計基準対象施設として使用する場合の残留熱除去系熱交換器の伝熱面積は、原子炉停止時冷却モードの設計熱交換量 \square MW/個を満足するために必要な伝熱面積 \square m²/個を上回る \square m²/個以上とする。

残留熱除去系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の伝熱面積は、有効性評価解（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）のうち、格納容器破損モード（雰囲気圧力・温よる静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において、残留熱代替除去系に期待する熱交を確保するために必要な伝熱面積が \square m²であり、設計段階にて確認している容量（設計交換熱量） \square MW/個を満足するために必要な伝熱面積 \square m²に包絡されることから、設計基準対象施設と同仕様とし、 \square m²/個以上とする。

公称値については、設計確認値である \square m²/個を上回る \square m²/個とする。

5. 個数の設定根拠

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

残留熱除去系熱交換器は、設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称		残留熱除去ポンプ
容 量	m ³ /h/個	□以上 (1218)
揚 程	m	□以上 (98)
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37 / 吐出側 3.92
最高使用温度	℃	A, B-残留熱除去ポンプ : 185, C-残留熱除去ポンプ : 100 (116)
原 動 機 出 力	kW/個	560
個 数	—	3

【設 定 根 拠】

(概 要)

・設計基準対象施設

残留熱除去ポンプは、設計基準対象施設として通常の原子炉停止時及び復水器が使用できない時の炉心の崩壊熱及びその他の残留熱除去並びに原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし、下記のモード・機能の際に熱を除去するために設置する。

- ① 原子炉停止時冷却モード
- ② 低圧注水モード
- ③ 格納容器冷却モード
- ④ サプレッションプール水冷却モード
- ⑤ 燃料プール冷却機能

なお、上記のモードのうち、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備としての機能を有する低圧注水モードに要求される機能を他のモード・機能に優先して発揮できる設計とする。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）として使用する残留熱除去ポンプは、下記の機能を有する。

(1) 原子炉停止時冷却モード

A, B-残留熱除去ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。また、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するために設置する。

系統構成は、A, B-残留熱除去ポンプにより冷却材を原子炉圧力容器から取水し、A, B-残留熱除去系熱交換器を経由して原子炉圧力容器に戻すことにより炉心崩壊熱を除去し、発電用原子炉を冷却できる設計とする。

【設 定 根 拠】（続き）

(2) 格納容器冷却モード

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

系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を A、B-残留熱除去ポンプにより残留熱除去系熱交換器を経由してドライウエル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の崩壊熱の除去及び蒸気の凝縮ができる設計とする。

(3) サプレッションプール水冷却モード

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

系統構成は、A、B-残留熱除去ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を A、B-残留熱除去系熱交換器を経由してサブプレッションチェンバ内に戻すことによりサブプレッションチェンバのプール水を冷却できる設計とする。

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

残留熱除去ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合であって、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ストレーナで異物をろ過し、残留熱除去ポンプにより原子炉圧力容器へ注入し、炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（格納容器冷却モード）））として使用する残留熱除去ポンプは、下記の機能を有する。

A、B-残留熱除去ポンプは、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。また、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を A、B-残留熱除去系ストレーナで異物をろ過し、A、B-残留熱除去ポンプにより A、B-残留熱除去系熱交換器を経由してドライウエル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることにより原子炉格納容器内の崩壊熱の除去及び蒸気の凝縮ができる設計とする。

【設定根拠】（続き）

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）））として使用する残留熱除去ポンプは、下記の機能を有する。

A, B-残留熱除去ポンプは、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水をA, B-残留熱除去系ストレーナで異物をろ過し、A, B-残留熱除去ポンプによりA, B-残留熱除去系熱交換器を経由してサブプレッションチェンバ内に戻すことによりサブプレッションチェンバのプール水を冷却できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去ポンプの容量は、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において確認されている m³/h を上回る流量とし、 m³/h/個以上とする。

残留熱除去ポンプを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、 m³/h/個以上とする。

公称値については、設計確認値を上回る 1218m³/h/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

2. 揚程の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去ポンプの揚程は、水源と移送先の圧力差、静水頭及び配管・機器圧力損失を基に、原子炉と水源の差圧が MPa の原子炉に m³/h の注水ができるように設計する。

① 原子炉圧力容器とサプレッションチェンバ内圧の差： m

$$\text{} \times 10^6 / (958 \times 9.80665) = \text{} \approx \text{} \text{ m}$$

密度：958kg/m³（100℃，飽和圧力）

② 静水頭： m

サプレッションプール水位低 EL ～低圧注水ノズル EL

③ 配管・機器圧力損失： m

機器圧力損失： m

配管・弁類圧力損失： m

合計 m

④ ①～③の合計 (m)： m

上記から、残留熱除去ポンプの揚程は、 m を上回る m 以上とする。

残留熱除去ポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、 m 以上とする。

公称値については、要求される揚程を上回る 98m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

(1) 吸込側

設計基準対象施設として使用する残留熱除去ポンプの吸込側の最高使用圧力は、主配管「A-停止時冷却モード入口ライン合流部～A-残留熱除去ポンプ」と主配管「B-停止時冷却モード入口ライン合流部～B-残留熱除去ポンプ」及び主配管「高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部～C-残留熱除去ポンプ」の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。

残留熱除去ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、主配管「A-停止時冷却モード入口ライン合流部～A-残留熱除去ポンプ」と主配管「B-停止時冷却モード入口ライン合流部～B-残留熱除去ポンプ」及び主配管「高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部～C-残留熱除去ポンプ」の使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。

【設 定 根 拠】（続き）

(2) 吐出側

設計基準対象施設として使用する残留熱除去ポンプの吐出側の最高使用圧力は、残留熱除去ポンプ縮切運転時の揚程は約 MPa となり、吸込側の最高運転圧力約 Mpa（下記の①，②を足し合わせた圧力）との合計が MPa となることから、これを上回る圧力として 3.92MPa とする。

① 原子炉停止時冷却モード時の原子炉圧力の上限 : MPa

② 静水頭 : MPa

$$\text{} \times 0.00980665 \div \text{} = \text{$$

m : 原子炉通常水位 EL ~ 残留熱除去ポンプ据付床レベル EL

③ 縮切揚程 : MPa

④ ①~③の合計 : MPa

残留熱除去ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する A, B-残留熱除去ポンプの最高使用温度は、主配管「A-停止時冷却モード入口ライン合流部~A-残留熱除去ポンプ」と主配管「B-停止時冷却モード入口ライン合流部~B-残留熱除去ポンプ」の最高使用温度に合わせ、185℃とする。

設計基準対象施設として使用する C-残留熱除去ポンプの最高使用温度は、主配管「高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部~C-残留熱除去ポンプ」の最高使用温度に合わせ、100℃とする。

A, B-残留熱除去ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、185℃とする。

C-残留熱除去ポンプを重大事故等時において使用する場合は、C-残留熱除去ポンプの水源となるサプレッションチェンバのプール水の重大事故等時における使用温度を基に設定する。

C-残留熱除去ポンプによる原子炉圧力容器への注水時のサプレッションチェンバのプール水の重大事故等時における使用温度は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の事故シーケンスグループ（崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））より約 ℃であり、これを上回る温度とし、116℃とする。

【設定根拠】(続き)

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去ポンプの原動機出力は、下記の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

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

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

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

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

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 1218/3600

H : 揚程 (m) = 98

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1218}{3600} \right) \times 98}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} = \text{} \text{ kW}$$

上記から、残留熱除去ポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、560kW/個 とする。

残留熱除去ポンプを重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、560kW/個 とする。

6. 個数の設定根拠

残留熱除去ポンプは、設計基準対象施設として炉心の崩壊熱及びその他の残留熱の除去並びに原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等するために必要な個数として A 系, B 系, C 系独立した 3 系列に各 1 個, 合計 3 個設置する。

残留熱除去ポンプは、設計基準対象施設として 3 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称		残留熱除去系ストレーナ
容 量	m ³ /h/組	□以上 (1218)
最高使用圧力	MPa	-[0.427](-[0.853])
最高使用温度	℃	104 (178)
個 数	—	6(3組)
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>・設計基準対象施設</p> <p>残留熱除去系ストレーナは、設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバのプール内の異物による残留熱除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器、低圧注水管等下流の系統内機器の機能低下を防止する目的に設置する。</p> <p>なお、設計基準対象施設の残留熱除去系ストレーナの容量、最高使用圧力及び最高使用温度の設定根拠については平成 19 年 5 月 23 日付け平成 19・04・27 原第 14 号にて認可された工事計画のIV-1「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書」による。</p> <p>・重大事故等対処設備</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）として使用する残留熱除去系ストレーナは、下記の機能を有する。</p> <p>A, B-残留熱除去系ストレーナは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、A, B-残留熱除去系ストレーナにて異物をろ過し、A, B-残留熱除去ポンプにより A, B-残留熱除去系熱交換器を経由してサブプレッションチェンバ内に戻すことによりサブプレッションチェンバのプール水を冷却できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）として使用する残留熱除去系ストレーナは、下記の機能を有する。</p> <p>残留熱除去系ストレーナは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合であって、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナにて異物を除去し、残留熱除去ポンプにより原子炉圧力容器へ注入し、炉心を冷却できる設計とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

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

A, B-残留熱除去系ストレーナは、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。また、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、A, B-残留熱除去系ストレーナにて異物をろ過し、A, B-残留熱除去ポンプにより A, B-残留熱除去系熱交換器を経由してドライウェル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることにより原子炉格納容器内の崩壊熱の除去及び蒸気の凝縮ができる設計とする。

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

A, B-残留熱除去系ストレーナは、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、A, B-残留熱除去系ストレーナにて異物をろ過し、A, B-残留熱除去ポンプにより A, B-残留熱除去系熱交換器を経由してサブプレッションチェンバ内に戻すことによりサブプレッションチェンバのプール水を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（残留熱代替除去系）として使用する残留熱除去系ストレーナは、下記の機能を有する。

B-残留熱除去系ストレーナは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、B-残留熱除去系ストレーナにて異物をろ過し、残留熱代替除去ポンプにより B-残留熱除去系熱交換器を経由して原子炉圧力容器へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

【設 定 根 拠】（続き）

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

C-残留熱除去系ストレーナは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、C-残留熱除去系ストレーナにて異物をろ過し、高圧原子炉代替注水ポンプにより原子炉圧力容器へ注入し、炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（高圧原子炉代替注水系）として使用する残留熱除去系ストレーナは、下記の機能を有する。

C-残留熱除去系ストレーナは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、C-残留熱除去系ストレーナにて異物をろ過し、高圧原子炉代替注水ポンプにより原子炉圧力容器へ注水することで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

残留熱除去系ストレーナを重大事故等時ににおいて原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）として使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、m³/h/組以上とする。

A, B-残留熱除去系ストレーナを重大事故等時ににおいて原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（格納容器冷却モード）））として使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、m³/h/組以上とする。

A, B-残留熱除去系ストレーナを重大事故等時ににおいて原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）））として使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、m³/h/組以上とする。

【設定根拠】（続き）

B-残留熱除去系ストレーナを重大事故等時において原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（残留熱代替除去系）として使用する場合は、残留熱代替除去ポンプ2台の容量 m³/h を上回る m³/h/組以上とする。

C-残留熱除去系ストレーナを重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧原子炉代替注水系）として使用する場合は、高圧原子炉代替注水ポンプ1台の容量 m³/h を上回る m³/h/組以上とする。

C-残留熱除去系ストレーナを重大事故等時において原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（高圧原子炉代替注水系）として使用する場合は、高圧原子炉代替注水ポンプ1台の容量 m³/h を上回る m³/h/組以上とする。

公称値については、 1218m³/h/組とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

残留熱除去系ストレーナを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設として使用する場合と同様に設定されないが、ここでは重大事故等時における原子炉格納容器の限界圧力 0.853MPa とし、[]内に示している。

3. 最高使用温度の設定根拠

A, B-残留熱除去系ストレーナを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において残留熱除去系の使用時におけるサブプレッションチェンバのプール水の温度が最大となる事故シーケンスグループ（全交流動力電源喪失）により °Cであり、これを上回る温度とし、178°Cとする

C-残留熱除去系ストレーナを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において残留熱除去系使用時のサブプレッションチェンバのプール水の温度が最大となる事故シーケンスグループ（崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失））により °Cであり、これを上回る温度とし、178°Cとする。

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

残留熱除去系ストレーナは、設計基準対象施設としてサプレッションチェンバのプール内の異物をろ過するために必要な個数としてA系、B系、C系独立した3系列に2個ずつ、計6個（3組）設置する。

残留熱除去系ストレーナは、設計基準対象施設として6個（3組）設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称		RV222-1A, B, C
吹 出 圧 力	MPa	3.92
個 数	—	3
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>安全弁 RV222-1A, B, C は、主配管「A-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部～弁 MV222-11A」, 「B-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部～弁 MV222-11B」及び「C-残留熱除去ポンプ～原子炉压力容器」上に設置する逃がし弁である。</p> <p>安全弁 RV222-1A, B, C は、設計基準対象施設として主配管「A-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部～弁 MV222-11A」, 「B-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部～弁 MV222-11B」及び「C-残留熱除去ポンプ～原子炉压力容器」の圧力が、最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に主配管「A-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部～弁 MV222-11A」, 「B-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部～弁 MV222-11B」及び「C-残留熱除去ポンプ～原子炉压力容器」の圧力が、重大事故等時における最高使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における最高使用圧力以下に維持する。</p> <p>1. 吹出圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する安全弁 RV222-1A, B, C の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「A-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部～弁 MV222-11A」, 「B-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部～弁 MV222-11B」及び「C-残留熱除去ポンプ～原子炉压力容器」の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>安全弁 RV222-1A, B, C を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>安全弁 RV222-1A, B, C は、設計基準対象施設として主配管「A-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部～弁 MV222-11A」, 「B-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部～弁 MV222-11B」及び「C-残留熱除去ポンプ～原子炉压力容器」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である各系列に 1 個とし、合計 3 個設置する。</p> <p>安全弁 RV222-1A, B, C は、設計基準対象施設として 3 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名 称		RV222-2
吹 出 圧 力	MPa	1.37
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>安全弁 RV222-2 は、主配管「弁 MV222-7～B-停止時冷却モード入口ライン分岐部」上に設置する逃がし弁である。</p> <p>安全弁 RV222-2 は、設計基準対象施設として主配管「弁 MV222-7～B-停止時冷却モード入口ライン分岐部」の圧力が、最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に主配管「弁 MV222-7～B-停止時冷却モード入口ライン分岐部」の圧力が、設計基準対象施設の最高使用圧力になった場合に開動作して設計基準対象施設の最高使用圧力以下に維持する。</p> <p>1. 吹出圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する安全弁 RV222-2 の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「弁 MV222-7～B-停止時冷却モード入口ライン分岐部」の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>安全弁RV222-2を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>安全弁 RV222-2 は、設計基準対象施設として主配管「弁 MV222-7～B-停止時冷却モード入口ライン分岐部」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個設置する。</p> <p>安全弁 RV222-2 は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名 称	停止時冷却モード入口ライン分岐部 ～ 弁MV222-6	
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302 (304)
外 径	mm	457.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、停止時冷却モード入口ライン分岐部から弁MV222-6までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉再循環系からの炉水をA、B-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉再循環系からの炉水をA、B-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 302°C (304°C)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ、302°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度に合わせ、304°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は、同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、457.2mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	457.2	29.4	450	0.12466	□*	□	□

注記* : 残留熱除去ポンプ 2 台分の定格流量

名 称		弁MV222-6 ～ 弁MV222-7
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302 (304)
外 径	mm	457.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、弁MV222-6から弁MV222-7までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉再循環系からの炉水をA、B-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉再循環系からの炉水をA、B-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 302°C (304°C)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ、302°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度に合わせ、304°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は、同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、457.2mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	457.2	29.4	450	0.12466	□*	□	□

注記*：残留熱除去ポンプ 2 台分の定格流量

名 称	弁MV222-7 ～ B-停止時冷却モード入口ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	558.8 / 568.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、弁MV222-7からB-停止時冷却モード入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉再循環系からの炉水をA, B-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉再循環系からの炉水を A, B-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 2，外径の設定根拠を D 2，F 1 として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 2 は、配管洗浄時に使用する復水輸送系に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 2 は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし，185°C とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，558.8mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	558.8	9.5	550	0.22885	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプ 2 台分の定格流量

(2) 継手

F 1 : 568.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称	B-停止時冷却モード入口ライン分岐部 ～ A-燃料プール冷却入口ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	568.4 / 558.8 / 406.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-停止時冷却モード入口ライン分岐部からA-燃料プール冷却入口ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉再循環系からの炉水をA-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉再循環系からの炉水をA-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 3，D 4，F 1として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 2は、配管洗浄時に使用する復水輸送系に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし、185°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、558.8mm、406.4mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	558.8	9.5	550	0.22885	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 4	406.4	9.5	400	0.11787	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

(2) 継手

F 1 : 568.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称	A-燃料プール冷却入口ライン合流部 ～ A-停止時冷却モード入口ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	406.4 / 416.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-燃料プール冷却入口ライン合流部からA-停止時冷却モード入口ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉再循環系からの炉水及び燃料プール冷却系からの燃料プール水をA-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉再循環系からの炉水をA-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 4，F 2として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 2は、配管洗浄時に使用する復水輸送系に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし、185°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	406.4	9.5	400	0.11787	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

(2) 継手

F 2 : 416.0mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称	A-停止時冷却モード入口ライン合流部 ～ A-残留熱除去ポンプ	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	517.6 / 508.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-停止時冷却モード入口ライン合流部からA-残留熱除去ポンプまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉再循環系からの炉水、サブプレッションチェンバのプール水及び燃料プール冷却系からの燃料プール水をA-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉再循環系からの炉水及びサブプレッションチェンバのプール水をA-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 5，F 3として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 2は、配管洗浄時に使用する復水輸送系に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし、185°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	508.0	9.5	500	0.18781	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

(2) 継手

F 3 : 517.6mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称	残留熱代替除去ポンプ入口ライン分岐部 ～ B-燃料プール冷却入口ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	216.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、残留熱代替除去ポンプ入口ライン分岐部からB-燃料プール冷却入口ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、燃料プール冷却系からの燃料プール水をB-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、サプレッションチェンバのプール水を残留熱代替除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 6として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 2は、配管洗浄時に使用する復水輸送系に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし、185°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉格納容器安全設備（残留熱代替除去系）の設計流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉格納容器安全設備（残留熱代替除去系）の設計流量が設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却補助機能の容量以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 6	216.3	8.2	200	0.03138	<input type="text"/> *1	<input type="text"/> *2	<input type="text"/>

注記*1：燃料プール冷却補助機能の設計流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で m/s）を下回るため問題ない。

名 称	A-残留熱除去ポンプ ～ A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-残留熱除去ポンプからA-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより炉水、サブプレッションチェンバのプール水及び燃料プール水を原子炉圧力容器、ドライウエル、サブプレッションチェンバ及び燃料プールに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプより炉水及びサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器、ドライウエル及びサブプレッションチェンバに供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし，185°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部 ～ A-残留熱除去系熱交換器	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部からA-残留熱除去系熱交換器までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより炉水、サブプレッションチェンバのプール水及び燃料プール水を原子炉圧力容器、ドライウエル、サブプレッションチェンバ及び燃料プールに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプより炉水及びサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器、ドライウエル及びサブプレッションチェンバに供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし，185°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	A-残留熱除去系熱交換器 ～ A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-残留熱除去系熱交換器からA-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器、ドライウェル、サプレッションチェンバ及び燃料プールに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器、ドライウェル及びサプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし，185°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部 ～ A-停止時冷却戻りライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部からA-停止時冷却戻りライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器、ドライウェル、サプレッションチェンバ及び燃料プールに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器、ドライウェル及びサプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし，185°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名	称	A-停止時冷却戻りライン分岐部 ～ A-サプレッションプール冷却ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	3.92	
最高使用温度	℃	185	
外	径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-停止時冷却戻りライン分岐部からA-サプレッションプール冷却ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器及びサプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器及びサプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPa とする。</p>			

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし，185°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	A-サブプレッションプール冷却ライン分岐部 ～ A-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-サブプレッションプール冷却ライン分岐部からA-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器及びサブプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器及びサブプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし，185°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	A-サプレッションチェンバスプレイライン分岐部 ～ 弁MV222-11A	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-サプレッションチェンバスプレイライン分岐部から弁MV222-11Aまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし，185°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称		弁MV222-11A ～ 弁AV222-3A
最高使用圧力	MPa	10.4
最高使用温度	℃	302 (304)
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、弁MV222-11Aから弁AV222-3Aまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 4、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 8として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 4 : 10.4MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 4は、接続する原子炉再循環系の最高使用圧力に合わせ、10.4MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、10.4MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 302°C (304°C)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ、302°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度に合わせ、304°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 8	267.4	18.2	250	0.04191	□*1	□*2	□

注記*1：残留熱除去ポンプの定格流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で □m/s）を下回るため問題ない。

名 称	弁AV222-3A ～ A-停止時冷却モード戻りライン合流部	
最高使用圧力	MPa	10.4
最高使用温度	℃	302 (304)
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、弁AV222-3AからA-停止時冷却モード戻りライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 4，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 8として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 4 : 10.4MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 4は、接続する原子炉再循環系の最高使用圧力に合わせ、10.4MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、10.4MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 302°C (304°C)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ、304°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 8	267.4	18.2	250	0.04191	□*1	□*2	□

注記*1：残留熱除去ポンプの定格流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で □m/s）を下回るため問題ない。

名	称	B-停止時冷却モード入口ライン分岐部 ～ B-燃料プール冷却入口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	185
外	径	mm
		416.0 / 406.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-停止時冷却モード入口ライン分岐部からB-燃料プール冷却入口ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉再循環系からの炉水をB-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉再循環系からの炉水を B-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 2，外径の設定根拠を D 4，F 2 として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 2 は、配管洗浄時に使用する復水輸送系に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし，185°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，406.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	406.4	9.5	400	0.11787	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

(2) 継手

F 2 : 416.0mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称	B-燃料プール冷却入口ライン合流部 ～ B-停止時冷却モード入口ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	406.4 / 416.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-燃料プール冷却入口ライン合流部からB-停止時冷却モード入口ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉再循環系からの炉水及び燃料プール冷却系からの燃料プール水をB-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉再循環系からの炉水を B-残留熱除去ポンプに供給及びサプレッションチェンバのプール水を残留熱代替除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 2，外径の設定根拠を D 4，F 2 として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 2 は、配管洗浄時に使用する復水輸送系に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし，185°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，406.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	406.4	9.5	400	0.11787	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

(2) 継手

F 2 : 416.0mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称	B-停止時冷却モード入口ライン合流部 ～ B-残留熱除去ポンプ	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	517.6 / 508.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-停止時冷却モード入口ライン合流部からB-残留熱除去ポンプまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉再循環系からの炉水、サブプレッションチェンバのプール水及び燃料プール冷却系からの燃料プール水をB-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉再循環系からの炉水及びサブプレッションチェンバのプール水をB-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 5，F 3として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 2は、配管洗浄時に使用する復水輸送系に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし，185°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，508.0mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	508.0	9.5	500	0.18781	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

(2) 継手

F 3 : 517.6mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称	B-残留熱除去ポンプ ～ 残留熱代替除去ポンプ注水ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-残留熱除去ポンプから残留熱代替除去ポンプ注水ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプより炉水、サブプレッションチェンバのプール水及び燃料プール水を原子炉圧力容器、ドライウエル、サブプレッションチェンバ及び燃料プールに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプより炉水及びサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器、ドライウエル及びサブプレッションチェンバに供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし，185°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名	称	残留熱代替除去ポンプ注水ライン合流部 ～ B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、残留熱代替除去ポンプ注水ライン合流部からB-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプより炉水、サプレッションチェンバのプール水及び燃料プール水を原子炉圧力容器、ドライウエル、サプレッションチェンバ及び燃料プールに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプより炉水及びサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器、ドライウエル及びサプレッションチェンバに供給するために設置する。また、残留熱代替除去ポンプよりサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器及び原子炉格納容器に供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし，185°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名	称	B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部 ～ B-残留熱除去系熱交換器
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外	径	mm
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部からB-残留熱除去系熱交換器までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプより炉水、サブプレッションチェンバのプール水及び燃料プール水を原子炉圧力容器、ドライウエル、サブプレッションチェンバ及び燃料プールに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプより炉水及びサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器、ドライウエル及びサブプレッションチェンバに供給するために設置する。また、残留熱代替除去ポンプよりサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器及び原子炉格納容器に供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし，185°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	B-残留熱除去系熱交換器 ～ B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-残留熱除去系熱交換器からB-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器、ドライウエル、サプレッションチェンバ及び燃料プールに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器、ドライウエル及びサプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。また、残留熱代替除去ポンプより原子炉压力容器及び原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし，185°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称		B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部 ～ B-低圧注水ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部からB-低圧注水ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器、ドライウエル、サプレッションチェンバ及び燃料プールに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器、ドライウエル及びサプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。また、残留熱代替除去ポンプより原子炉压力容器及び原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPa とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし、185°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記* : 残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	B-低圧注水ライン分岐部 ～ B-サプレッションチェンバスプレイライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-低圧注水ライン分岐部からB-サプレッションチェンバスプレイライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器及びサプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器及びサプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし，185°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	B-サプレッションチェンバスプレイライン分岐部 ～ 弁MV222-11B	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-サプレッションチェンバスプレイライン分岐部から弁MV222-11Bまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPa とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし，185°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記* : 残留熱除去ポンプの定格流量

名 称		弁MV222-11B ～ 弁AV222-3B
最高使用圧力	MPa	10.4
最高使用温度	℃	302 (304)
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、弁MV222-11Bから弁AV222-3Bまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 4、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 8として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 4 : 10.4MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 4は、接続する原子炉再循環系の最高使用圧力に合わせ、10.4MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、10.4MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 302°C (304°C)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ，302°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度に合わせ，304°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 8	267.4	18.2	250	0.04191	□*1	□*2	□

注記*1：残留熱除去ポンプの定格流量

*2：当該配管は，内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で □m/s）を下回るため問題ない。

名	称	弁AV222-3B ～ B-停止時冷却モード戻りライン合流部
最高使用圧力	MPa	10.4
最高使用温度	℃	302 (304)
外	径	mm
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、弁AV222-3BからB-停止時冷却モード戻りライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 4，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 8として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 4 : 10.4MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 4は、接続する原子炉再循環系の最高使用圧力に合わせ、10.4MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、10.4MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 302°C (304°C)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ、302°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度に合わせ、304°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 8	267.4	18.2	250	0.04191	□*1	□*2	□

注記*1：残留熱除去ポンプの定格流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で □m/s）を下回るため問題ない。

名 称	A-停止時冷却戻りライン分岐部 ～ A-燃料プール冷却ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-停止時冷却戻りライン分岐部からA-燃料プール冷却ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器、ドライウェル及び燃料プールに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器及びドライウェルに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし，185°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	A-燃料プール冷却ライン分岐部 ～ 原子炉压力容器ヘッドスプレイライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-燃料プール冷却ライン分岐部から原子炉压力容器ヘッドスプレイライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器及びドライウエルに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器及びドライウエルに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし，185°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名	称	A-残留熱除去系ストレーナ ～ A-停止時冷却モード入口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	0.427 (0.853) / 1.37
最高使用温度	℃	104 (178) / 185
外	径	mm
		508.0 / 517.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-残留熱除去系ストレーナからA-停止時冷却モード入口ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、サブプレッションチェンバのプール水をA-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、サブプレッションチェンバのプール水をA-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 5，P 2，最高使用温度の設定根拠をT 3，T 2，外径の設定根拠をD 5，F 3として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 5 : 0.427MPa (0.853MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 5は、サブプレッションチェンバの最高使用圧力に合わせ、0.427MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の限界圧力に合わせ、0.853MPa とする。</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 2は、配管洗浄時に使用する復水輸送系に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 3 : 104°C (178°C)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 3 は、サブプレッションチェンバの最高使用温度に合わせ、104°C とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における A-残留熱除去系ストレーナの使用温度に合わせ、178°C とする。

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 2 は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし、185°C とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	508.0	9.5	500	0.18781	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

(2) 継手

F 3 : 517.6mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称	A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部 ～ A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部からA-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器、ドライウエル、サプレッションチェンバ及び燃料プールに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器、ドライウエル及びサプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし，185°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名	称	原子炉压力容器ヘッドスプレイライン分岐部 ～ A-原子炉压力容器注入ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	3.92	
最高使用温度	℃	185	
外	径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉压力容器ヘッドスプレイライン分岐部からA-原子炉压力容器注入ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器及びドライウェルに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器及びドライウェルに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPa とする。</p>			

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし，185°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名	称	A-原子炉压力容器注入ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	—
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-原子炉压力容器注入ライン分岐部であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器及びドライウエルに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器及びドライウエルに冷却水を供給するために設置する。また、低圧原子炉代替注水ポンプより原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 2として下記に示す。 残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 185℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 <input type="text"/> MPa の飽和温度 <input type="text"/> °C を上回る温度とし、185℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、185℃とする。</p>		

名 称	A-原子炉压力容器注入ライン分岐部 ～ 低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-原子炉压力容器注入ライン分岐部から低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器に冷却水を供給するために設置する。また、低圧原子炉代替注水ポンプよりドライウェルに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPa とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし、185°C とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記* : 残留熱除去ポンプの定格流量

名	称	低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	—
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプ及び大量送水車より原子炉圧力容器に冷却水を供給するために設置する。また、低圧原子炉代替注水ポンプより原子炉圧力容器及びドライウエルに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 2として下記に示す。 残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 185℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 <input type="text"/> MPa の飽和温度 <input type="text"/> °C を上回る温度とし、185℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、185℃とする。</p>		

名 称		低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部 ～ 原子炉压力容器
最高使用圧力	MPa	3.92 / 8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	185 / 302 (304)
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部から原子炉压力容器までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプ、残留熱代替除去ポンプ、低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車より原子炉压力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3, P 1, 最高使用温度の設定根拠をT 2, T 1, 外径の設定根拠をD 9, D 8として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPaとする。</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPaとする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 2 は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし、185°C とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、185°C とする。

T 1 : 302°C (304°C)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ、302°C とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度に合わせ、304°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 9	267.4	12.7	250	0.04600	<input type="text"/> *1	<input type="text"/> *2	<input type="text"/>
D 8	267.4	18.2	250	0.04191	<input type="text"/> *1	<input type="text"/> *2	<input type="text"/>

注記*1：残留熱除去ポンプの定格流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で m/s）を下回るため問題ない。

名 称	B-残留熱除去系ストレーナ ～ B-停止時冷却モード入口ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	0.427 (0.853) / 1.37
最高使用温度	℃	104 (178) / 185
外 径	mm	508.0 / 517.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-残留熱除去系ストレーナからB-停止時冷却モード入口ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、サブプレッションチェンバのプール水をB-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、サブプレッションチェンバのプール水をB-残留熱除去ポンプ及び残留熱代替除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 5, P 2, 最高使用温度の設定根拠をT 3, T 2, 外径の設定根拠をD 5, F 3として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 5 : 0.427MPa (0.853MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 5は、サブプレッションチェンバの最高使用圧力に合わせ、0.427MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の限界圧力に合わせ、0.853MPaとする。</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 2は、配管洗浄時に使用する復水輸送系に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 3 : 104°C (178°C)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 3 は、サブプレッションチェンバの最高使用温度に合わせ、104°C とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における B-残留熱除去系ストレーナの使用温度に合わせ、178°C とする。

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 2 は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし、185°C とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	508.0	9.5	500	0.18781	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

(2) 継手

F 3 : 517.6mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称	B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部 ～ B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部からB-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器、ドライウエル、サプレッションチェンバ及び燃料プールに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器、ドライウエル及びサプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし，185°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名	称	B-低圧注水ライン分岐部 ～ B-ドライウェルスプレイライン分岐部
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外	径	mm
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-低圧注水ライン分岐部からB-ドライウェルスプレイライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器、ドライウェル、サプレッションチェンバ及び燃料プールに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器、ドライウェル及びサプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。また、残留熱代替除去ポンプより原子炉圧力容器及び原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPa とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし、185°C とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記* : 残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	B-ドライウェルスプレイライン分岐部 ～ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン 合流部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6

【設 定 根 拠】

（概 要）

本配管は、B-ドライウェルスプレイライン分岐部から低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器に冷却水を供給するために設置する。

重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器に冷却水を供給するために設置する。

本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 7として下記に示す。

残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。

1. 最高使用圧力の設定根拠

P 3 : 3.92MPa

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPaとする。

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし，185°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名	称	低压原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部 ～ 原子炉压力容器
最高使用圧力	MPa	3.92 / 8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	185 / 302 (304)
外 径	mm	355.6 / 267.4

【設 定 根 拠】

(概 要)

本配管は、低压原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部から原子炉压力容器までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器に冷却水を供給するために設置する。

重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプ及び大量送水車より原子炉压力容器に冷却水を供給するために設置する。

本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，P 1，最高使用温度の設定根拠をT 2，T 1，外径の設定根拠をD 7，D 8として下記に示す。

残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。

1. 最高使用圧力の設定根拠

P 3 : 3.92MPa

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPaとする。

P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPaとする。

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 2 は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし、185°C とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、185°C とする。

T 1 : 302°C (304°C)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ、302°C とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度に合わせ、304°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6mm、267.4mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *1	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 8	267.4	18.2	250	0.04191	<input type="text"/> *1	<input type="text"/> *2	<input type="text"/>

注記*1：残留熱除去ポンプの定格流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で m/s）を下回るため問題ない。

名 称	C-残留熱除去系ストレーナ ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	0.427 (0.853) / 1.37
最高使用温度	℃	104 (178) / 100 (120)
外 径	mm	508 / 517.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、C-残留熱除去系ストレーナから高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、サプレッションチェンバのプール水をC-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、サプレッションチェンバのプール水をC-残留熱除去ポンプ及び高圧原子炉代替注水ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 5，P 2，最高使用温度の設定根拠をT 3，T 4，外径の設定根拠をD 5，F 3として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 5 : 0.427MPa (0.853MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 5は、サプレッションチェンバの最高使用圧力に合わせ、0.427MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の限界圧力に合わせ、0.853MPa とする。</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 2は、配管洗浄時に使用する復水輸送系に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 3 : 104°C (178°C)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 3 は、サブプレッションチェンバの最高使用温度に合わせ、104°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における C-残留熱除去系ストレーナの使用温度に合わせ、178°Cとする。

T 4 : 100 (120) °C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 4 は、原子炉冷却材喪失時のサブプレッションチェンバのプール最高使用温度 90°Cを上回る温度とし、100°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等対策の有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)の事故シーケンスグループ(全交流動力電源喪失)より約 °Cであり、これを上回る温度とし、120°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	508.0	9.5	500	0.18781	<input type="text" value=""/>	<input type="text" value=""/>	<input type="text" value=""/>

注記* : 残留熱除去ポンプの定格流量

(2) 継手

F 3 : 517.6mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称	高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部 ～ C-残留熱除去ポンプ	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	100 (116)
外 径	mm	517.6 / 508.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部からC-残留熱除去ポンプまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、サブプレッションチェンバのプール水をC-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、サブプレッションチェンバのプール水をC-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 5，外径の設定根拠をD 5，F 3として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 2は、配管洗浄時に使用する復水輸送系に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 5 : 100°C (116°C)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 5 は、原子炉冷却材喪失時のサブレーションチェンバのプール水の最高温度 90°C を上回る温度とし、100°C とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、C-残留熱除去ポンプの最高使用温度に合わせ、116°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	508.0	9.5	500	0.18781	□*	□	□

注記* : 残留熱除去ポンプの定格流量

(2) 継手

F 3 : 517.6mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名	称	高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	120
外 径	mm	466.8 / 457.2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部であり、重大事故等対処設備として、サプレッションチェンバのプール水を高圧原子炉代替注水ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 6，外径の設定根拠をD 1 0，F 4として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力P 2は、配管洗浄時に使用する復水輸送系に合わせ、1.37MPaとする。</p>		

【設定根拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 6 : 120°C

重大事故等対処設備として使用する本配管の温度 T 6 は、重大事故等時における高圧原子炉代替注水系使用時のサプレッションチェンバのプール水の温度に合わせ、120°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの淡水の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、457.2mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 0	457.2	9.5	450	0.15081	□*	□	□

注記* : 高圧原子炉代替注水ポンプの定格流量

(2) 継手

F 4 : 466.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称	C-残留熱除去ポンプ ～ 原子炉压力容器	
最高使用圧力	MPa	3.92 / 8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	100 (116) / 302 (304)
外 径	mm	355.6 / 267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、C-残留熱除去ポンプから原子炉压力容器までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、C-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、C-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3, P 1, 最高使用温度の設定根拠をT 5, T 1, 外径の設定根拠をD 7, D 8として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPaとする。</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPaとする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 5 : 100°C (116°C)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 5 は、原子炉冷却材喪失時のサブレーションチェンバのプール水の最高温度 90°C を上回る温度とし、100°C とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、C-残留熱除去ポンプの最高使用温度に合わせ、116°C とする。

T 1 : 302°C (304°C)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302°C とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ、304°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6mm、267.4mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	□*1	□	□
D 8	267.4	18.2	250	0.04191	□*1	□*2	□

注記*1：残留熱除去ポンプの定格流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で □ m/s）を下回るため問題ない。

名	称	A-原子炉压力容器注入ライン分岐部 ～ A-格納容器代替スプレイライン合流部	
最高使用圧力	MPa	3.92	
最高使用温度	℃	185	
外	径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-原子炉压力容器注入ライン分岐部からA-格納容器代替スプレイライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプよりドライウェルに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプ及び低圧原子炉代替注水ポンプよりドライウェルに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPa とする。</p>			

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし，185°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	A-格納容器代替スプレイライン合流部 ～ A-ドライウェルススプレイ管	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-格納容器代替スプレイライン合流部からA-ドライウェルススプレイ管までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプよりドライウェルに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプ、低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車よりドライウェルに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし，185°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名	称	A-格納容器代替スプレイライン合流部
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	77.0 / 69.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-格納容器代替スプレイライン合流部であり、重大事故等対処設備として、大量送水車よりドライウエルに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をF 5，F 6として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

本配管を重大事故等時において使用する場合は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし、185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(2) 継手

F 5 : 77.0mm

管台の管接続部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 6 : 69.3mm

管台の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称	B-ドライウェルスプレイライン分岐部 ～ B-燃料プール冷却ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-ドライウェルスプレイライン分岐部からB-燃料プール冷却ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプよりドライウェル、サブプレッションチェンバ及び燃料プールに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプよりドライウェル及びサブプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。また、残留熱代替除去ポンプより原子炉压力容器及び原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 2 は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし，185°C とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	B-燃料プール冷却ライン分岐部 ～ B-サプレッションプール冷却ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-燃料プール冷却ライン分岐部からB-サプレッションプール冷却ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプよりドライウェル及びサプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプよりドライウェル及びサプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。また、残留熱代替除去ポンプより原子炉压力容器及び原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 2 は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし，185°C とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	B-サプレッションプール冷却ライン分岐部 ～ 残留熱代替除去系原子炉注水ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-サプレッションプール冷却ライン分岐部から残留熱代替除去系原子炉注水ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプよりドライウェルに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプよりドライウェルに冷却水を供給するために設置する。また、残留熱代替除去ポンプより原子炉圧力容器及び原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPa とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし、185°C とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記* : 残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	残留熱代替除去系原子炉注水ライン分岐部 ～ 残留熱代替除去系スプレイライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、残留熱代替除去系原子炉注水ライン分岐部から残留熱代替除去系スプレイライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプよりドライウエルに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプ及び残留熱代替除去ポンプよりドライウエルに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPa とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし、185°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記* : 残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	残留熱代替除去系スプレイライン分岐部 ～ B-格納容器代替スプレイライン合流部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、残留熱代替除去系スプレイライン分岐部からB-格納容器代替スプレイライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプよりドライウェルに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプよりドライウェルに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 2 は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし、185°C とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記* : 残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	B-格納容器代替スプレイライン合流部 ～ B-ドライウェルスプレイ管	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-格納容器代替スプレイライン合流部からB-ドライウェルスプレイ管までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプよりドライウェルに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプ、残留熱代替除去ポンプ及び大量送水車よりドライウェルに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPa とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし、185°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記* : 残留熱除去ポンプの定格流量

名	称	B-格納容器代替スプレイライン合流部
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	77.0 / 69.3
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、B-格納容器代替スプレイライン合流部であり、重大事故等対処設備として、残留熱代替除去ポンプ及び大量送水車よりドライウェルに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をF 5，F 6として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

本配管を重大事故等時において使用する場合は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし、185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(2) 継手

F 5 : 77.0mm

管台の管接続部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 6 : 69.3mm

管台の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名	称	A-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部 ～ サブプレッションチェンバスプレイ管
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185 / 104 (200)
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部からサブプレッションチェンバスプレイ管までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプよりサブプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプよりサブプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 2、T 7、外径の設定根拠をD 1 1として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし、185°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、185°Cとする。

T 7 : 104°C (200°C)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 7は、サプレッションチェンバの最高使用温度に合わせ、104°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の限界温度に合わせ、200°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプによるサプレッションチェンバスプレイ容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプによるサプレッションチェンバスプレイ容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 1	114.3	8.6	100	0.00741	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記* : サプレッションプール水冷却モード時の設計流量

名 称	B-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部 ～ サブプレッションチェンバスプレイ管	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185 / 104 (200)
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部からサブプレッションチェンバスプレイ管までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプよりサブプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプよりサブプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 2、T 7、外径の設定根拠をD 1 1として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 2 は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし、185°C とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、185°C とする。

T 7 : 104°C (200°C)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 7 は、サブプレッションチェンバの最高使用温度に合わせ、104°C とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の限界温度に合わせ、200°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプによるサブプレッションチェンバスプレイ容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプによるサブプレッションチェンバスプレイ容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 1	114.3	8.6	100	0.00741	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記* : サプレッションプール水冷却モード時の設計流量

名 称	A-サブプレッションプール冷却ライン分岐部 ～ A-サブプレッションチェンバ内放出管	
最高使用圧力	MPa	3.92 / 0.427 (0.853)
最高使用温度	℃	185 / 104 (178)
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-サブプレッションプール冷却ライン分岐部からA-サブプレッションチェンバ内放出管までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプよりサブプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプよりサブプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，P 5，最高使用温度の設定根拠をT 2，T 3，外径の設定根拠をD 9，D 1 2として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPaとする。</p> <p><u>P 5 : 0.427MPa (0.853MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 5は、サブプレッションチェンバの最高使用圧力に合わせ、0.427MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の限界圧力に合わせ、0.853MPaとする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 2 は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし、185°C とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、185°C とする。

T 3 : 104°C (178°C)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 3 は、サブプレッションチェンバの最高使用温度に合わせ、104°C とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等対策の有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において残留熱除去系の使用時におけるサブプレッションチェンバのプール水の温度が最大となる事故シーケンスグループ(全交流動力電源喪失)により °C であり、これを上回る温度とし、178°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 9	267.4	12.7	250	0.04600	<input type="text"/> *1	<input type="text"/> *2	<input type="text"/>
D 1 2	267.4	9.3	250	0.04862	<input type="text"/> *1	<input type="text"/> *2	<input type="text"/>

注記*1：残留熱除去ポンプの定格流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速(炭素鋼で m/s)を下回るため問題ない。

名	称	B-サブプレッションプール冷却ライン分岐部 ～ B-サブプレッションチェンバ内放出管
最高使用圧力	MPa	3.92 / 0.427 (0.853)
最高使用温度	℃	185 / 104 (178)
外	径	mm
		267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-サブプレッションプール冷却ライン分岐部からB-サブプレッションチェンバ内放出管までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプよりサブプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプよりサブプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，P 5，最高使用温度の設定根拠をT 2，T 3，外径の設定根拠をD 9，D 1 2として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPaとする。</p> <p><u>P 5 : 0.427MPa (0.853MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 5は、サブプレッションチェンバの最高使用圧力に合わせ、0.427MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の限界圧力に合わせ、0.853MPaとする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °Cを上回る温度とし、185°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、185°Cとする。

T 3 : 104°C (178°C)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 3は、サブプレッションチェンバの最高使用温度に合わせ、104°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等対策の有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において残留熱除去系の使用時におけるサブプレッションチェンバのプール水の温度が最大となる事故シーケンスグループ(全交流動力電源喪失)により °Cであり、これを上回る温度とし、178°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 9	267.4	12.7	250	0.04600	<input type="text"/> *1	<input type="text"/> *2	<input type="text"/>
D 1 2	267.4	9.3	250	0.04862	<input type="text"/> *1	<input type="text"/> *2	<input type="text"/>

注記*1：残留熱除去ポンプの定格流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速(炭素鋼で m/s)を下回るため問題ない。

表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表 (その1)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
停止時冷却モード入口 ライン分岐部 ～ 弁MV222-6	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	457.2	D 1
					457.2	—
					457.2	D 1
					457.2	—
弁MV222-6 ～ 弁MV222-7	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	457.2	D 1
弁MV222-7 ～ B-停止時冷却モード入 口ライン分岐部	1.37	P 2	185	T 2	558.8 /457.2	—
					558.8	D 2
					558.8	—
					568.4	F 1
B-停止時冷却モード入 口ライン分岐部 ～ A-燃料プール冷却入口 ライン合流部	1.37	P 2	185	T 2	568.4	F 1
					558.8	D 3
					558.8 /406.4	—
					406.4	D 4
					406.4	—
A-燃料プール冷却入口 ライン合流部 ～ A-停止時冷却モード入 口ライン合流部	1.37	P 2	185	T 2	406.4 /406.4 /216.3	—
					406.4	D 4
					416.0	F 2

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表 (その2)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
A-停止時冷却モード入口ライン合流部 ～ A-残留熱除去ポンプ	1.37	P 2	185	T 2	517.6	F 3
					508.0	D 5
					508.0	—
残留熱代替除去ポンプ入口ライン分岐部 ～ B-燃料プール冷却入口ライン合流部	1.37	P 2	185	T 2	216.3	—
					/216.3	—
					/216.3	—
A-残留熱除去ポンプ ～ A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部	3.92	P 3	185	T 2	216.3	D 6
					216.3	—
					355.6	D 7
					355.6	—
A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部 ～ A-残留熱除去系熱交換器	3.92	P 3	185	T 2	355.6	—
					/355.6	—
					/—	—
					355.6	—
A-残留熱除去系熱交換器 ～ A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
					355.6	—
A-残留熱除去系熱交換器 ～ A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部 ～ A-停止時冷却戻りライン分岐部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
					355.6	—
					/355.6	—
					/355.6	—
A-停止時冷却戻りライン分岐部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
					355.6	—

残留熱除去系

表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表 (その3)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
残留熱除去系	A-停止時冷却戻りライン分岐部 ～ A-サブプレッションプール冷却ライン分岐部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
	355.6					—	
	355.6 /355.6 /355.6					—	
	A-サブプレッションプール冷却ライン分岐部 ～ A-サブプレッションチェンバ スプレイライン分岐部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
	355.6 /355.6 /216.3					—	
	A-サブプレッションチェンバ スプレイライン分岐部 ～ 弁MV222-11A	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
	355.6 /355.6 /—					—	
	355.6 /267.4					—	
	弁MV222-11A ～ 弁AV222-3A	10.4	P 4	302 (304*)	T 1	267.4	D 8
	弁AV222-3A ～ A-停止時冷却モード戻りラ イン合流部	10.4	P 4	302 (304*)	T 1	267.4	D 8
	267.4					D 8	

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表 (その 4)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
残留熱除去系	B-停止時冷却モード入口 ライン分岐部 ～ B-燃料プール冷却入口ラ イン合流部	1.37	P 2	185	T 2	416.0	F 2
	406.4					D 4	
	406.4					D 4	
	406.4					—	
	B-燃料プール冷却入口ラ イン合流部 ～ B-停止時冷却モード入口 ライン合流部	1.37	P 2	185	T 2	406.4 /406.4 /216.3	—
	406.4					D 4	
	416.0					F 2	
	B-停止時冷却モード入口 ライン合流部 ～ B-残留熱除去ポンプ	1.37	P 2	185	T 2	517.6	F 3
	508.0					D 5	
	508.0					—	
	B-残留熱除去ポンプ ～ 残留熱代替除去ポンプ注 水ライン合流部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
	355.6					—	
	355.6 /355.6 /—					—	
	残留熱代替除去ポンプ注 水ライン合流部 ～ B-残留熱除去系熱交換器 バイパスライン分岐部	3.92	P 3	185	T 2	355.6 /355.6 /216.3	—
	355.6					—	
	355.6					D 7	
355.6 /355.6 /355.6	—						

表4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表（その5）

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
残留熱除去系	B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部 ～ B-残留熱除去系熱交換器	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
						355.6	—
	B-残留熱除去系熱交換器 ～ B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
						355.6	—
	B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部 ～ B-低圧注水ライン分岐部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	—
						/355.6	—
						/355.6	—
						355.6	D 7
	B-低圧注水ライン分岐部 ～ B-サブプレッションチェンバ スプレイライン分岐部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	—
						355.6	—
						355.6	—
						/355.6	—
	B-サブプレッションチェンバ スプレイライン分岐部 ～ 弁MV222-11B	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
						355.6	—
						355.6	—
						/355.6	—
						355.6	—
						/—	—
						355.6	—
						/267.4	—

S2 補 VI-1-1-5-3 R1

表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表 (その6)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
残留熱除去系	弁MV222-11B ～ 弁AV222-3B	10.4	P 4	302 (304*)	T 1	267.4	D 8
	弁AV222-3B ～ B-停止時冷却モード戻 りライン合流部	10.4	P 4	302 (304*)	T 1	267.4	D 8
	A-停止時冷却戻りライ ン分岐部 ～ A-燃料プール冷却ライ ン分岐部	3.92	P 3	185	T 2	267.4	D 8
	A-燃料プール冷却ライ ン分岐部 ～ 原子炉圧力容器ヘッド スプレイライン分岐部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
	A-残留熱除去系ストレ ーナ ～ A-停止時冷却モード入 口ライン合流部	0.427 (0.853*)	P 5	104 (178*)	T 3	355.6 /355.6 /216.3	—
	A-残留熱除去系熱交換 器バイパスライン分岐 部 ～ A-残留熱除去系熱交換 器バイパスライン合流 部	1.37	P 2	185	T 2	355.6	D 7
						508.0 /508.0 /508.0	—
						508.0	D 5
						508.0	—
						508.0	D 5
						508.0	—
						517.6	F 3

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表 (その 7)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
残留熱除去系	原子炉圧力容器ヘッドス プレイライン分岐部 ～ A-原子炉圧力容器注入ラ イン分岐部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	—
						355.6	D 7
	A-原子炉圧力容器注入ラ イン分岐部	3.92	P 3	185	T 2	355.6 /355.6 /355.6	—
	A-原子炉圧力容器注入ラ イン分岐部 ～ 低圧原子炉代替注水ポン プ注水ライン合流部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
						355.6	—
	低圧原子炉代替注水ポン プ注水ライン合流部	3.92	P 3	185	T 2	355.6 /355.6 /216.3	—
						267.4	—
	低圧原子炉代替注水ポン プ注水ライン合流部 ～ 原子炉圧力容器	3.92	P 3	185	T 2	355.6 /267.4	—
						267.4	D 9
						267.4	—
						267.4	D 8
	B-残留熱除去系ストレー ナ ～ B-停止時冷却モード入口 ライン合流部	0.427 (0.853*)	P 5	104 (178*)	T 3	508.0 /508.0 /508.0	—
						508.0	D 5
						508.0	—
1.37		P 2	185	T 2	508.0	D 5	
					508.0	—	
					517.6	F 3	

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表 (その8)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
残留熱除去系	B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部 ～ B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
	B-低圧注水ライン分岐部 ～ B-ドライウェルスプレイライン分岐部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
						/355.6 /355.6	—
	B-ドライウェルスプレイライン分岐部 ～ 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 接続口 (西) 注水ライン合流部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
						355.6	—
	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 接続口 (西) 注水ライン合流部 ～ 原子炉圧力容器	3.92	P 3	185	T 2	355.6	—
						/355.6 /216.3	—
						355.6	D 7
						355.6 /267.4	—
		8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	267.4	D 8
						267.4	—
	C-残留熱除去系ストレーナ ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部	0.427 (0.853*)	P 5	104 (178*)	T 3	508.0	—
						/508.0 /508.0	—
						508.0	D 5
		1.37	P 2	100 (120*)	T 4	508.0	D 5
	517.6					F 3	

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表 (その9)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
高圧原子炉代替注水ポン プ入口ライン分岐部 ～ C-残留熱除去ポンプ	1.37	P 2	100 (116*)	T 5	517.6	F 3
					508.0	D 5
高圧原子炉代替注水ポン プ入口ライン分岐部	1.37*	P 2	120*	T 6	466.8	F 4
					457.2	D 1 0
C-残留熱除去ポンプ ～ 原子炉圧力容器	3.92	P 3	100 (116*)	T 5	355.6	D 7
					355.6	—
					355.6 /355.6	—
					/—	—
	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	267.4	D 8
	267.4	—				
A-原子炉圧力容器注入ラ イン分岐部 ～ A-格納容器代替スプレイ ライン合流部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
					355.6	—
A-格納容器代替スプレイ ライン合流部 ～ A-ドライウェルスプレイ 管	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
					355.6	—
A-格納容器代替スプレイ ライン合流部	3.92*	P 3	185*	T 2	77.0	F 5
					69.3	F 6
B-ドライウェルスプレイ ライン分岐部 ～ B-燃料プール冷却ライン 分岐部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	—
					355.6	D 7
					355.6 /355.6 /216.3	—

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表 (その 10)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
残留熱除去系	B-燃料プール冷却ライン 分岐部 ～ B-サプレッションプール 冷却ライン分岐部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
						355.6 /355.6 /267.4	—
	B-サプレッションプール 冷却ライン分岐部 ～ 残留熱代替除去系原子炉 注水ライン分岐部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
						355.6 /355.6 /165.2	—
	残留熱代替除去系原子炉 注水ライン分岐部 ～ 残留熱代替除去系スプレ イライン分岐部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
						355.6 /355.6 /165.2	—
	残留熱代替除去系スプレ イライン分岐部 ～ B-格納容器代替スプレ イライン合流部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
						355.6	D 7
	B-格納容器代替スプレ イライン合流部 ～ B-ドライウェルスプレ イ管	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
						355.6	D 7
B-格納容器代替スプレ イライン合流部	3.92*	P 3	185*	T 2	77.0	F 5	
					69.3	F 6	

注記*：重大事故等時における使用時の値

表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表 (その 1 1)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
A-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部 ～ サブプレッションチェンバスプレイ管	3.92	P 3	185	T 2	216.3 /114.3	—
					114.3	—
					114.3	D 1 1
					114.3 /114.3 /—	—
			104 (200*)	T 7	114.3	D 1 1
					114.3 /114.3 /—	—
B-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部 ～ サブプレッションチェンバスプレイ管	3.92	P 3	185	T 2	216.3 /114.3	—
					114.3	D 1 1
			104 (200*)	T 7	114.3	D 1 1
					114.3	—
A-サブプレッションプール冷却ライン分岐部 ～ A-サブプレッションチェンバ内放出管	3.92	P 3	185	T 2	355.6 /267.4	—
					267.4	D 9
					267.4	—
			104 (178*)	T 3	267.4	D 9
	0.427 (0.853*)	P 5			104 (178*)	T 3
			267.4 /267.4 /—	—		
267.4			—			
267.4			—			

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 4.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表 (その 1 2)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
残留熱除去系	B-サプレッションプ ール冷却ライン分岐 部 ～ B-サプレッションチ ェンバ内放出管	3.92	P 3	185	T 2	267.4	D 9
						267.4	—
				104 (178*)	T 3	267.4	D 9
						/— /267.4	—
		0.427 (0.853*)	P 5	104 (178*)	T 3	267.4	—
						/267.4	—
						267.4	D 1 2
						267.4	D 1 2
						267.4	—
						/267.4	—
				267.4	—		
				/—	—		
				267.4	—		

注記* : 重大事故等時における使用時の値

5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備

5.1 高圧炉心スプレイ系

名 称	高圧炉心スプレイポンプ	
容 量	m ³ /h/個	高圧時 <input type="text"/> 以上 (342) / 低圧時 <input type="text"/> 以上 (1074)
揚 程	m	高圧時 <input type="text"/> 以上 (907) / 低圧時 <input type="text"/> 以上 (288)
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37 / 吐出側 12.2
最高使用温度	℃	100 (110)
原 動 機 出 力	kW/個	2380
個 数	—	1

【設 定 根 拠】

(概 要)

・ 設計基準対象施設

高圧炉心スプレイポンプは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に炉心をスプレイ冷却（非常用炉心冷却系機能）すること、及び原子炉停止後何らかの原因で復水・給水が停止した場合に、原子炉隔離時冷却系（原子炉冷却材補給水機能）のバックアップとして原子炉水位を維持することを目的に設置する。

・ 重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系）として使用する高圧炉心スプレイポンプは、下記の機能を有する。

高圧炉心スプレイポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を水源として高圧炉心スプレイポンプにより冷却水を原子炉圧力容器へ注水し、炉心を冷却できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

(1) 高圧時

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイポンプの高圧時の容量は、原子炉冷却材喪失時に原子炉をスプレイ冷却（非常用炉心冷却系機能）するために必要な容量として、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の流量 m³/h を上回る m³/h/個以上とする。

また、復水・給水停止時に原子炉隔離時冷却系が起動しなかった場合において、原子炉隔離時冷却系のバックアップとして、高圧炉心スプレイ系が原子炉水位低（レベル 1H）で起

【設定根拠】（続き）

動し原子炉水位を維持（原子炉冷却材補給水機能）するために必要な容量は \square m³/h/個であるが、非常用炉心冷却機能の必要容量と同じ \square m³/h/個以上とする。

高圧炉心スプレイポンプを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様で有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において確認している \square m³/h を上回る \square m³/h/個以上とする。

公称値については、 \square 342m³/h/個とする。

(2) 低圧時

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイポンプの低圧時の容量は、原子炉冷却材喪失時に原子炉をスプレイ冷却（非常用炉心冷却系機能）するために必要な容量として、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の流量 \square m³/h を上回る \square m³/h/個以上とする。

また、復水・給水停止時に原子炉隔離時冷却系が起動しなかった場合において、原子炉隔離時冷却系のバックアップとして、高圧炉心スプレイ系が原子炉水位低（レベル 1H）で起動し原子炉水位を維持（原子炉冷却材補給水機能）するために必要な容量は \square m³/h/個であるが、非常用炉心冷却機能の必要容量と同じ \square m³/h/個以上とする。

高圧炉心スプレイポンプを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様で有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において確認している \square m³/h を上回る \square m³/h/個以上とする。

公称値については、 \square 1074m³/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠

(1) 高圧時

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイポンプの高圧時の揚程は、水源と移送先の圧力差、静水頭及び配管・機器圧力損失を基に、原子炉と水源の差圧が \square MPa のときに原子炉に \square m³/h の注水ができるように設計する。

①原子炉圧力容器とサプレッションチェンバの圧力差： \square m

$$\square \times 10^6 / (983 \times 9.80665) = \square \div \square \text{ m}$$

密度：983kg/m³（60℃，飽和圧力）

【設定根拠】(続き)

② 静水頭	:	<input type="text"/> m
サプレッションプール水位低 EL <input type="text"/> ~		
原子炉水位高 (レベル 8) EL <input type="text"/>		
③ 配管・機器圧力損失	:	<input type="text"/> m
機器圧力損失	:	<input type="text"/> m
配管・弁類圧力損失	:	<input type="text"/> m
合計		<input type="text"/> m
④ ①~③の合計	:	<input type="text"/> m

上記から、高圧時の高圧炉心スプレイポンプの揚程は、 m を上回る m 以上とする。

高圧炉心スプレイポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、 m 以上とする。

公称値については、要求される揚程を上回る 907m とする。

(2) 低圧時

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイポンプの低圧時の揚程は、水源と移送先の圧力差、静水頭及び配管・機器圧力損失を基に、原子炉と水源の差圧が MPa の原子炉に m³/h の注水ができるように設計する。

① 原子炉圧力容器とサプレッションチェンバの圧力差	:	<input type="text"/> m
$\text{} \times 10^6 / (958 \times 9.80665) = \text{} \approx \text{} \text{ m}$		
密度: 958kg/m ³ (100℃, 飽和圧力)		
② 静水頭	:	<input type="text"/> m
サプレッションプール水位低 EL <input type="text"/> ~		
高圧炉心スプレイノズル EL <input type="text"/>		
③ 配管・機器圧力損失	:	<input type="text"/> m
機器圧力損失	:	<input type="text"/> m
配管・弁類圧力損失	:	<input type="text"/> m
合計		<input type="text"/> m
④ ①~③の合計	:	<input type="text"/> m

【設 定 根 拠】（続き）

上記から、低圧時の高圧炉心スプレイポンプの揚程は、m を上回る m 以上とする。

高圧炉心スプレイポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、m 以上とする。

公称値については、要求される揚程を上回る 288m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

(1) 吸込側

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイポンプの最高使用圧力は、主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部～高圧炉心スプレイポンプ」の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。

高圧炉心スプレイポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部～高圧炉心スプレイポンプ」の使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。

(2) 吐出側

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイポンプの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 0.427MPa、高圧炉心スプレイポンプの縮切揚程 MPa の合計が MPa となることから、これを上回る圧力とし、12.2MPa とする。

- | | | | |
|---|----------------|---|--------------------------|
| ① | 原子炉格納容器の最高使用圧力 | : | 0.427MPa |
| ② | 縮切揚程 | : | <input type="text"/> MPa |
| ③ | ①～②の合計 | : | <input type="text"/> MPa |

高圧炉心スプレイポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、12.2MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイポンプの最高使用温度は、主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部～高圧炉心スプレイポンプ」の最高使用温度に合わせ、100℃ とする。

【設定根拠】(続き)

高圧炉心スプレイポンプを重大事故等時において使用する場合は、主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部～高圧炉心スプレイポンプ」の使用温度に合わせ、110℃とする。

6. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイポンプの原動機出力は、下記の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

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

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

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

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

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 342/3600

H : 揚程 (m) = 907

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{342}{3600} \right) \times 907}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記から、高圧炉心スプレイポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、2380kW/個とする。

高圧炉心スプレイポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、2380kW/個とする。

4. 個数の設定根拠

高圧炉心スプレイポンプ(原動機含む。)は、設計基準対象施設として原子炉压力容器へ注水するために必要な個数である1個を設置する。

高圧炉心スプレイポンプ(原動機含む。)は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称	高圧炉心スプレイ系ストレーナ	
容 量	m ³ /h/組	□以上 (1074)
最高使用圧力	MPa	-[0.427](-[0.853])
最高使用温度	°C	104 (178)
個 数	—	2 (1組)

【設 定 根 拠】

(概 要)

・設計基準対象施設

高圧炉心スプレイ系ストレーナは、設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバのプール水内の異物による高圧炉心スプレイポンプや高圧炉心スプレイスパージャ等下流の系統内機器の機能低下を防止する目的で設置する。

なお、設計基準対象施設の高圧炉心スプレイ系ストレーナの容量、最高使用圧力及び最高使用温度の設定根拠については平成19年5月23日付き平成19・04・27原第14号にて認可された工事計画のIV-1「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書」による。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系）として使用する高圧炉心スプレイ系ストレーナは、以下の機能を有する。

重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ストレーナは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において炉心の著しい損傷を防止するために、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水内の異物を高圧炉心スプレイ系ストレーナによりろ過し、高圧炉心スプレイポンプにより原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

高圧炉心スプレイ系ストレーナを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、□m³/h/組以上とする。公称値については、□ 1074 m³/h/組とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

高圧炉心スプレイ系ストレーナを重大事故等時において使用する場合の圧力についても、設計基準対象施設として使用する場合と同様に設定されないが、ここでは重大事故等時における原子炉格納容器の限界圧力0.853MPaとし、[]内に示している。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用温度の設定根拠

高圧炉心スプレイ系ストレーナを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において高圧炉心スプレイ系の使用時におけるサプレッションチェンバのプール水の温度が最大となる事故シーケンスグループ（原子炉停止機能喪失）により °Cであり、これを上回る温度とし、178°Cとする。

4. 個数の設定根拠

高圧炉心スプレイ系ストレーナは、設計基準対象施設としてサプレッションチェンバのプール内の異物をろ過するために必要な個数である2個1組を設置する。

高圧炉心スプレイ系ストレーナは、設計基準対象施設として2個1組設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	RV224-1
吹出圧力	MPa	1.37
個数	—	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>安全弁 RV224-1 は、主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（高圧炉心スプレイ系）～高圧炉心スプレイポンプ」上に設置する逃がし弁である。</p> <p>安全弁 RV224-1 は、設計基準対象施設として主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（高圧炉心スプレイ系）～高圧炉心スプレイポンプ」の圧力が、最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（高圧炉心スプレイ系）～高圧炉心スプレイポンプ」の圧力が、設計基準対象施設の最高使用圧力になった場合に開動作して設計基準対象施設の最高使用圧力以下に維持する。</p> <p>1. 吹出圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する安全弁 RV224-1 の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（高圧炉心スプレイ系）～高圧炉心スプレイポンプ」の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>安全弁 RV224-1 を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>安全弁 RV224-1 は、設計基準対象施設として主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（高圧炉心スプレイ系）～高圧炉心スプレイポンプ」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個設置する。</p> <p>安全弁 RV224-1 は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	復水貯蔵タンク出口ライン合流部(高圧炉心スプレイ系) ～ 高圧炉心スプレイポンプ
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	100 (110)
外	径	mm 517.6 / 508.0
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、復水貯蔵タンク出口ライン合流部から高圧炉心スプレイポンプまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、復水貯蔵タンク出口ライン合流部から高圧炉心スプレイポンプへサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、復水貯蔵タンク出口ライン合流部から高圧炉心スプレイポンプへサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をF 1、D 1として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ系主配管の設計仕様を表 5.1-1 高圧炉心スプレイ系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、配管洗浄時における復水輸送系の最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 100°C (110°C)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉冷却材喪失時のサブプレッションチェンバのプール水の最高温度 90°C を上回る温度とし、100°C とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ系を使用時のサブプレッションチェンバのプール水温に合わせ、110°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	508.0	9.5	500	0.18781	□*	□	□

注記*：高圧炉心スプレイ系の設計流量

(2) 継手

F 1 : 517.6mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		高圧炉心スプレイ系ストレーナ ～ 復水貯蔵タンク出口ライン合流部（高圧炉心スプレイ系）
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427 (0.853) / 1.37
最 高 使 用 温 度	℃	104 (178) / 100 (110)
外 径	mm	508.0 / 517.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、高圧炉心スプレイ系ストレーナから復水貯蔵タンク出口ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、高圧炉心スプレイ系ストレーナから復水貯蔵タンク出口ライン合流部へサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、高圧炉心スプレイ系ストレーナから復水貯蔵タンク出口ライン合流部へサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2, P 1, 最高使用温度の設定根拠をT 2, T 1, 外径の設定根拠をD 1, F 1として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ系主配管の設計仕様を表 5.1-1 高圧炉心スプレイ系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 0.427MPa(0.853MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 2は、サプレッションチェンバの最高使用圧力に合わせ、0.427MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の限界圧力に合わせ、0.853MPaとする。</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、配管洗浄時における復水輸送系の最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 104°C (178°C)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 2 は、サブプレッションチェンバの最高使用温度に合わせ、104°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ系ストレーナの使用温度に合わせ、178°Cとする。

T 1 : 100°C (110°C)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉冷却材喪失時のサブプレッションチェンバのプール水の最高温度 90°Cを上回る温度とし、100°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ系使用時のサブプレッションチェンバのプール水温に合わせ、110°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	508.0	9.5	500	0.18781	□*	□	□

注記* : 高圧炉心スプレイ系の設計流量

(2) 継手

F 1 : 517.6mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		高圧炉心スプレイポンプ ～ 原子炉压力容器
最高使用圧力	MPa	12.2 / 8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	100 (110) / 302 (304)
外 径	mm	355.6 / 267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、高圧炉心スプレイポンプから原子炉压力容器までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、高圧炉心スプレイポンプから原子炉压力容器へサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、高圧炉心スプレイポンプから原子炉压力容器へサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、P 4、最高使用温度の設定根拠をT 1、T 3、外径の設定根拠をD 2、D 3として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ系主配管の設計仕様を表 5.1-1 高圧炉心スプレイ系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 12.2MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、高圧炉心スプレイポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、12.2MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、12.2MPaとする。</p> <p><u>P 4 : 8.62MPa(8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 4は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 100°C (110°C)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉冷却材喪失時のサブプレッションチェンバのプール水の最高温度 90°C を上回る温度とし, 100°C とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は, 重大事故等時における高圧炉心スプレイ系使用時のサブプレッションチェンバのプール水温に合わせ, 110°C とする。

T 3 : 302°C (304°C)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 3 は, 原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ, 302°C とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は, 重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ, 304°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は, 重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイポンプの容量を基に設定しており, 重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し, 355.6mm, 267.4mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	355.6	35.7	350	0.06344	<input type="checkbox"/> *	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 3	267.4	18.2	250	0.04191	<input type="checkbox"/> *	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

注記* : 高圧炉心スプレイ系の設計流量

表 5.1-1 高圧炉心スプレイ系主配管の設計仕様表

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
復水貯蔵タンク出口ライン合流部 (高圧炉心スプレイ系) ～ 高圧炉心スプレイポンプ	1.37	P 1	100 (110*)	T 1	517.6	F 1
					508.0	D 1
					508.0	—
高圧炉心スプレイ系ストレーナ ～ 復水貯蔵タンク出口ライン合流部 (高圧炉心スプレイ系)	0.427 (0.853*)	P 2	104 (178*)	T 2	508.0	—
					/508.0	—
					/508.0	—
	1.37	P 1	100 (110*)	T 1	508.0	—
					508.0	—
					517.6	F 1
高圧炉心スプレイポンプ ～ 原子炉圧力容器	12.2	P 3	100 (110*)	T 1	355.6	—
					355.6	D 2
					355.6	—
					/355.6	—
	8.62 (8.98*)	P 4	302 (304*)	T 3	355.6	—
				/267.4	—	
				267.4	D 3	

注記* : 重大事故等時における使用時の値

5.2 低圧炉心スプレイ系

名 称	低圧炉心スプレイポンプ	
容 量	m ³ /h/個	□以上(1074)
揚 程	m	□以上(199)
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37 / 吐出側 4.41
最高使用温度	℃	100 (116)
原 動 機 出 力	kW/個	910
個 数	—	1

【設 定 根 拠】

(概 要)

・設計基準対象施設

低圧炉心スプレイポンプは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に炉心をスプレイ冷却（非常用炉心冷却系機能）することを目的に設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧炉心スプレイ系）として使用する低圧炉心スプレイポンプは、下記の機能を有する。

低圧炉心スプレイポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合であって、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を水源として低圧炉心スプレイポンプにより冷却水を原子炉圧力容器に注水し、炉心を冷却できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する低圧炉心スプレイポンプの容量は、原子炉冷却材喪失時に炉心を冷却（非常用炉心冷却系機能）するために必要な容量として、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の流量 □m³/h を上回る □m³/h/個以上とする。

低圧炉心スプレイポンプを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、□m³/h/個以上とする。

公称値については、□1074m³/h/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

2. 揚程の設定根拠

設計基準対象施設として使用する低圧炉心スプレイポンプの揚程は、水源と移送先の圧力差、静水頭及び配管・機器圧力損失を基に、原子炉とサブプレッションチェンバとの差圧 MPa のときに原子炉に m³/h の注水ができるように設計する。

- ① 原子炉圧力容器とサブプレッションチェンバの圧力差 : m
 $\frac{\text{} \times 10^6}{958 \times 9.80665} = \text{} \approx \text{} \text{ m}$
 密度 : 958kg/m³ (100℃, 飽和圧力)
- ② 静水頭 : m
 サプレッションプール水位低 EL ~
 原子炉圧力容器低圧炉心スプレイノズル EL
- ③ 配管・機器圧力損失 : m
 機器圧力損失 : m
 配管・弁類圧力損失 : m
 合計 m
- ④ ①~③の合計 : m

上記から、低圧炉心スプレイポンプの揚程は、 m を上回る m 以上とする。

低圧炉心スプレイポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、 m 以上とする。

公称値については、要求される揚程を上回る 199m とする。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用圧力の設定根拠

(1) 吸込側

設計基準対象施設として使用する低圧炉心スプレイポンプの吸込側の最高使用圧力は、主配管「低圧炉心スプレイ系ストレーナ～低圧炉心スプレイポンプ」の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。

低圧炉心スプレイポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、主配管「低圧炉心スプレイ系ストレーナ～低圧炉心スプレイポンプ」の使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。

(2) 吐出側

設計基準対象施設として使用する低圧炉心スプレイポンプの吐出側の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 0.427MPa、低圧炉心スプレイポンプの締切揚程 MPa の合計が MPa となることから、これを上回る圧力とし、4.41MPa とする。

- | | | | |
|---|----------------|---|--------------------------|
| ① | 原子炉格納容器の最高使用圧力 | : | 0.427MPa |
| ② | 締切揚程 | : | <input type="text"/> MPa |
| ③ | ①～②の合計 | : | <input type="text"/> MPa |

低圧炉心スプレイポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、4.41MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する低圧炉心スプレイポンプの最高使用温度は、主配管「低圧炉心スプレイ系ストレーナ～低圧炉心スプレイポンプ」の最高使用温度に合わせ、100℃ とする。

低圧炉心スプレイポンプを重大事故等時において使用する場合の温度は、主配管「低圧炉心スプレイ系ストレーナ～低圧炉心スプレイポンプ」の使用温度に合わせ、116℃ とする。

【設定根拠】(続き)

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する低圧炉心スプレイポンプの原動機出力は、下記の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

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

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

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

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

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 1074 / 3600

H : 揚程 (m) = 199

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1074}{3600}\right) \times 199}{\text{} / 100} = \text{} = \text{} \text{ kW}$$

上記から、低圧炉心スプレイポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、910kW/個とする。

低圧炉心スプレイポンプを重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、910kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

低圧炉心スプレイポンプ(原動機含む。)は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に炉心をスプレイ冷却するために必要な個数である1個を設置する。

低圧炉心スプレイポンプ(原動機含む。)は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称	低圧炉心スプレイ系ストレーナ	
容 量	m ³ /h/組	<input type="text"/> 以上(1074)
最高使用圧力	MPa	-[0.427](-[0.853])
最高使用温度	℃	104 (178)
個 数	—	2(1組)

【設 定 根 拠】

(概 要)

・設計基準対象施設

低圧炉心スプレイ系ストレーナは、設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバのプール水内の異物による低圧炉心スプレイポンプや低圧炉心スプレイスパージャ等下流の系統内機器の機能低下を防止する目的で設置する。

なお、設計基準対象施設の低圧炉心スプレイ系ストレーナの容量、最高使用圧力及び最高使用温度の設定根拠については平成19年5月23日付き平成19・04・27原第14号にて認可された工事計画のIV-1「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書」による。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧炉心スプレイ系)として使用する低圧炉心スプレイ系ストレーナは、以下の機能を有する。

重大事故等時に使用する低圧炉心スプレイ系ストレーナは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水内の異物を低圧炉心スプレイ系ストレーナによりろ過し、低圧炉心スプレイポンプにより原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

低圧炉心スプレイ系ストレーナを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、m³/h/組以上とする。

公称値については、1074m³/h/組とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

低圧炉心スプレイ系ストレーナを重大事故等時において使用する場合の圧力についても、設計基準対象施設として使用する場合と同様に設定されないが、ここでは重大事故等時における原子炉格納容器の限界圧力0.853MPaとし、[]内に示している。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用温度の設定根拠

低圧炉心スプレイ系ストレーナを重大事故等時において使用する場合は、低圧炉心スプレイ系の重大事故等対処設備としての機能を踏まえ、C-残留熱除去系ストレーナの重大事故等時において使用する場合は温度に合わせ、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において C-残留熱除去系の使用時におけるサプレッションチェンバのプール水の温度が最大となる事故シーケンスグループ（崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失））により °Cであり、これを上回る温度とし、178°Cとする。

4. 個数の設定根拠

低圧炉心スプレイ系ストレーナは、設計基準対象施設としてサプレッションチェンバのプール水内の異物をろ過するために必要な個数である 2 個 1 組を設置する。

低圧炉心スプレイ系ストレーナは、設計基準対象施設として 2 個 1 組設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	RV223-1
吹出圧力	MPa	4.41
個数	—	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>安全弁 RV223-1 は、主配管「低圧炉心スプレイポンプ～原子炉压力容器」に接続する配管上に設置する逃がし弁である。</p> <p>安全弁 RV223-1 は、設計基準対象施設として主配管「低圧炉心スプレイポンプ～原子炉压力容器」の圧力が、最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に主配管「低圧炉心スプレイポンプ～原子炉压力容器」の圧力が、設計基準対象施設の最高使用圧力になった場合に開動作して設計基準対象施設の最高使用圧力以下に維持する。</p> <p>1. 吹出圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する安全弁 RV223-1 の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「低圧炉心スプレイポンプ～原子炉压力容器」の最高使用圧力に合わせ、4.41MPa とする。</p> <p>安全弁 RV223-1 を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、4.41MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>安全弁 RV223-1 は、設計基準対象施設として主配管「低圧炉心スプレイポンプ～原子炉压力容器」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個を設置する。</p> <p>安全弁 RV223-1 は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名 称		低圧炉心スプレイ系ストレーナ ～ 低圧炉心スプレイポンプ
最高使用圧力	MPa	0.427 (0.853) / 1.37
最高使用温度	℃	104 (178) / 100 (116)
外 径	mm	508.0 / 517.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、低圧炉心スプレイ系ストレーナから低圧炉心スプレイポンプまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、低圧炉心スプレイ系ストレーナから低圧炉心スプレイポンプへサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、低圧炉心スプレイ系ストレーナから低圧炉心スプレイポンプへプール水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、P 2、最高使用温度の設定根拠をT 1、T 2、外径の設定根拠をD 1、F 1として下記に示す。</p> <p>低圧炉心スプレイ系主配管の設計仕様を表5.2-1 低圧炉心スプレイ系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.427MPa(0.853MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、サプレッションチェンバの最高使用圧力に合わせ、0.427MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の限界圧力に合わせ、0.853MPaとする。</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 2は、配管洗浄時における復水輸送系の最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 104°C (178°C)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、サプレッションチェンバの最高使用温度に合わせ、104°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における低圧炉心スプレイ系ストレーナの使用温度に合わせ、178°Cとする。

T 2 : 100°C (116°C)




設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 2 は、原子炉冷却材喪失時のサプレッションチェンバのプール水の最高温度 90°Cを上回る温度とし、100°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、低圧炉心スプレイポンプの最高使用温度に合わせ、116°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する低圧炉心スプレイポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する低圧炉心スプレイポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	508.0	9.5	500	0.18781			

(2) 継手

F 1 : 517.6mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		低圧炉心スプレイポンプ ～ 原子炉压力容器
最高使用圧力	MPa	4.41 / 8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	100 (116) / 302 (304)
外 径	mm	318.5 / 267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、低圧炉心スプレイポンプから原子炉压力容器までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、低圧炉心スプレイポンプから原子炉压力容器へサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、低圧炉心スプレイポンプから原子炉压力容器へサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3, P 4, 最高使用温度の設定根拠を T 2, T 3, 外径の設定根拠を D 2, D 3 として下記に示す。</p> <p>低圧炉心スプレイ系主配管の設計仕様を表 5.2-1 低圧炉心スプレイ系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 4.41MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 3 は、低圧炉心スプレイポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、4.41MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における低圧炉心スプレイポンプ吐出側の使用圧力に合わせ、4.41MPa とする。</p> <p><u>P 4 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 4 は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 100°C (116°C)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 2 は，原子炉冷却材喪失時のサブプレッションチェンバのプール水の最高温度 90°C を上回る温度とし，100°C とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，低圧炉心スプレイポンプの最高使用温度に合わせ，116°C とする。

T 3 : 302°C (304°C)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 3 は，原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ，302°C とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ，304°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する低圧炉心スプレイポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する低圧炉心スプレイポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，318.5mm，267.4mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	318.5	14.3	300	0.06601	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 3	267.4	18.2	250	0.04191	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

表 5.2-1 低圧炉心スプレイ系主配管の設計仕様表

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
低圧炉心スプレイ系	低圧炉心スプレイ系ストレーナ ～ 低圧炉心スプレイポンプ	0.427 (0.853*)	P 1	104 (178*)	T 1	508.0	—
						/508.0	
						/508.0	
						508.0	
	低圧炉心スプレイポンプ ～ 原子炉压力容器	4.41	P 3	100 (116*)	T 2	508.0	D 1
						508.0	—
						517.6	F 1
						355.6	—
						355.6	—
						/318.5	—
318.5	D 2						
318.5	—						
318.5	—						
/—	—						
/318.5	—						
318.5	—						
/267.4	—						
8.62 (8.98*)	P 4	302 (304*)	T 3	267.4	D 3		

注記*：重大事故等時における使用時の値

5.3 高圧原子炉代替注水系

名 称		高圧原子炉代替注水ポンプ
容 量	m ³ /h/個	□以上(93)
揚 程	m	□以上(918)
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37 / 吐出側 11.3
最高使用温度	℃	120
原 動 機 出 力	kW/個	□
個 数	—	1

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として使用する高圧原子炉代替注水ポンプは、下記の機能を有する。

高圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、冷却水をサプレッションチェンバから高圧原子炉代替注水ポンプを經由して原子炉圧力容器に注水することにより発電用原子炉を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備（高圧原子炉代替注水系）として使用する高圧原子炉代替注水ポンプは、以下の機能を有する。

高圧原子炉代替注水ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために設置する。

系統構成は、冷却水をサプレッションチェンバから高圧原子炉代替注水ポンプを經由して原子炉圧力容器に注水することにより熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

高圧原子炉代替注水ポンプを重大事故等時ににおいて使用する場合の容量は、以下を考慮して決定する。

高圧原子炉代替注水ポンプの容量は、原子炉停止 □分後に注水を確立した場合に炉心損傷を防止するために必要な流量 □m³/h 以上とし、同じく高圧注水系である原子炉隔離時冷却系注入流量と同等の □m³/h 以上とする。

公称値については、□ 93m³/h とする。

2. 揚程の設定根拠

高圧原子炉代替注水ポンプの揚程は、淡水を原子炉に □m³/h で注水する場合の水源と移送

【設定根拠】(続き)

先の圧力差、静水頭及び配管・機器圧力損失を基に設定する。なお、原子炉圧力 [] MPa については、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、高圧原子炉代替注水ポンプ使用時に確認されている原子炉最大圧力以上とし、[] [] とする。

① 原子炉と水源の圧力差 : [] m

$$[] \times 10^6 / (958 \times 9.80665) = [] \div [] \text{ m}$$

密度：958kg/m³（100℃，飽和圧力）

② 静水頭 : [] m

サブレーションプール水位低 EL [] ～原子炉水位 L8 EL []

③ 配管・機器圧力損失 : [] m

機器圧力損失 : [] m

配管・弁圧力損失 : [] m

合計・弁圧力損失 : [] m

④ ①～③の合計(m) : [] m

上記から、高圧原子炉代替注水ポンプの揚程は [] m を上回る [] m 以上とする。

公称値については、要求される揚程を上回る 918m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

(1) 吸込側

高圧原子炉代替注水ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン合流部～高圧原子炉代替注水ポンプ」の使用圧力に合わせて、1.37MPa とする。

(2) 吐出側

高圧原子炉代替注水ポンプの吐出側の最高使用圧力は、以下を考慮する。

① 静水頭 : [] MPa

$$[] \times 0.00980665 = [] \div [] \text{ MPa}$$

[] m : 復水貯蔵タンク EL [] ～高圧原子炉代替注水ポンプ据付床面 EL []

② 縮切揚程 : [] MPa

$$[] \times 0.00980665 = [] \div [] \text{ MPa}$$

[] m : 高圧原子炉代替注水ポンプの縮切揚程

③ ①～②の合計 : [] MPa

【設定根拠】（続き）

上記から、高圧原子炉代替注水ポンプの吐出側の最高使用圧力は、MPa を上回る圧力とし、原子炉隔離時冷却ポンプ吐出配管に合わせ、11.3MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

高圧原子炉代替注水ポンプの最高使用温度は、主配管「高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン合流部～高圧原子炉代替注水ポンプ」の最高使用温度に合わせ、120℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

高圧原子炉代替注水ポンプの原動機出力は、以下の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

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

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

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

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

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 93/3600

H : 揚程 (m) = 918

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{93}{3600} \right) \times 918}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

以上より、高圧原子炉代替注水ポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

高圧原子炉代替注水ポンプ（原動機含む。）は、重大事故等対処設備として原子炉压力容器へ注水し、原子炉水位を維持するために必要な個数である 1 個を設置する。

名 称		高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）入口ライン分岐部 ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）
最高使用圧力	MPa	8.98 / 8.62
最高使用温度	℃	304 / 302
外 径	mm	114.3

【設 定 根 拠】

(概 要)

本配管は、高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）入口ライン分岐部から高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、原子炉圧力容器で発生した蒸気を駆動用蒸気タービンに導くために設置する。

本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，P 2，最高使用温度の設定根拠をT 1，T 2，外径の設定根拠をD 1として下記に示す。

高圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様を表 5.3-1 高圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表に示す。

1. 最高使用圧力の設定根拠

P 1 : 8.98MPa

重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力P 1は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力に合わせて、8.98MPaとする。

P 2 : 8.62MPa

重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力P 2は、重大事故等時における原子炉隔離時冷却系主配管「原子炉隔離時冷却系分岐部～高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）入口ライン分岐部」の使用圧力に合わせて、8.62MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 304℃

重大事故等対処設備として使用する本配管の温度T 1は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度に合わせて、304℃とする。

【設定根拠】(続き)

T 2 : 302℃

重大事故等対処設備として使用する本配管の温度T 2は、重大事故等時における原子炉隔離時冷却系主配管「原子炉隔離時冷却系分岐部～高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）入口ライン分岐部」の使用温度に合わせ、302℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）入口ライン分岐部から高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）は蒸気となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの蒸気の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	11.1	100	0.00666	□*	□	□

注記*：原子炉圧力容器低圧時における蒸気供給配管の設計流量

名	称	高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン） ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）出口 ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	0.98	
最高使用温度	℃	184	
外	径	mm	267.4
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）から高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）出口ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、駆動用蒸気タービンに供給した蒸気をサブプレッションチェンバに導くために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP3、最高使用温度の設定根拠をT3、外径の設定根拠をD2として下記に示す。</p> <p>高圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様を表5.3-1 高圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P3 : 0.98MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力P3は、重大事故等時における原子炉隔離時冷却系主配管「高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）出口ライン合流部～サブプレッションチェンバ内排気管」の使用圧力に合わせ、0.98MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T3 : 184℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の温度T3は、重大事故等時における原子炉隔離時冷却系主配管「高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）出口ライン合流部～サブプレッションチェンバ内排気管」の使用温度に合わせ、184℃とする。</p>			

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）から高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）出口ライン合流部は、蒸気となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの蒸気の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	267.4	9.3	250	0.04862	<input type="text"/> *1	<input type="text"/> *2	<input type="text"/>

注記*1：蒸気排気管の設計流量

*2：当該配管は、内部流体が蒸気の場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。

名	称	高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部 ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	120
外 径	mm	318.5 / 165.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部から高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、サプレッションチェンバのプール水を高圧原子炉代替注水ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 4，最高使用温度の設定根拠をT 4，外径の設定根拠をD 3，D 4として下記に示す。</p> <p>高圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様を表 5.3-1 高圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 4 : 1.37MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力P 4は、重大事故等時における残留熱除去系主配管「C-残留熱除去系ストレーナ～高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部」の使用圧力に合わせて、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 4 : 120℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の温度T 4は、重大事故等時における残留熱除去系主配管「C-残留熱除去系ストレーナ～高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部」の使用温度に合わせて、120℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部から高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン合流部は淡水となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの淡水の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、318.5mm、165.2mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	318.5	10.3	300	0.06970	□*	□	□
D 4	165.2	7.1	150	0.01791	□*	□	□

注記*：高圧原子炉代替注水ポンプの設計流量

名	称	高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン合流部 ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	120
外 径	mm	165.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン合流部から高圧原子炉代替注水ポンプまでを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、サプレッションチェンバのプール水を高圧原子炉代替注水ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 4，最高使用温度の設定根拠をT 4，外径の設定根拠をD 4として下記に示す。</p> <p>高圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様を表 5.3-1 高圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 4 : 1.37MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力P 4は、重大事故等時における残留熱除去系主配管「C-残留熱除去系ストレーナ～高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部」の使用圧力に合わせて、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 4 : 120℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の温度T 4は、重大事故等時における残留熱除去系主配管「C-残留熱除去系ストレーナ～高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部」の使用温度に合わせて、120℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン合流部から高圧原子炉代替注水ポンプは淡水となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの淡水の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	165.2	7.1	150	0.01791	□*	□	□

注記*：高圧原子炉代替注水ポンプの設計流量

名 称		高圧原子炉代替注水ポンプ ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	11.3 / 8.62
最高使用温度	℃	120 / 302
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、高圧原子炉代替注水ポンプから高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、サプレッションチェンバのプール水を高圧原子炉代替注水ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 5，P 2，最高使用温度の設定根拠をT 4，T 2，外径の設定根拠をD 5として下記に示す。</p> <p>高圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様を表 5.3-1 高圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 5 : 11.3MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力P 5は、高圧原子炉代替注水ポンプ吐出側の使用圧力に合わせ、11.3MPaとする。</p> <p><u>P 2 : 8.62MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力P 2は、重大事故等時における原子炉隔離時冷却系主配管「高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部から原子炉隔離時冷却系合流部」の使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 4 : 120℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の温度T 4は、重大事故等時における残留熱除去系主配管「C-残留熱除去系ストレーナ～高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部」の使用温度に合わせ、120℃とする。</p> <p><u>T 2 : 302℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の温度T 2は、重大事故等時における原子炉隔離時冷却系主配管「高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部～原子炉隔離時冷却系合流部」の使用温度に合わせ、302℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、高圧原子炉代替注水ポンプから高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部は淡水となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの淡水の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	114.3	11.1	100	0.00666	□*	□	□

注記*：高圧原子炉代替注水ポンプの設計流量

表 5.3-1 高圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表 (その 1)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
高圧原子炉代替注水系	高圧原子炉代替注水ポンプ (駆動用蒸気タービン) 入 口ライン分岐部 ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ (駆動用蒸気タービン)	8.98*	P 1	304*	T 1	114.3	D 1
						114.3	—
	高圧原子炉代替注水ポンプ (駆動用蒸気タービン)	8.62*	P 2	302*	T 2	114.3	—
						/114.3	
						/—	
	高圧原子炉代替注水ポンプ (駆動用蒸気タービン) ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ (駆動用蒸気タービン) 出 口ライン合流部	0.98*	P 3	184*	T 3	114.3	—
						/89.1	
						267.4	
						/216.3	
						267.4	
267.4	D 2						
高圧原子炉代替注水ポンプ 入口ライン分岐部 ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ 入口ライン合流部	1.37*	P 4	120*	T 4	267.4	—	
					/—		
					/267.4		
					267.4		
					/267.4		
					/—		
					457.2		
457.2	—						
/318.5							
318.5	D 3						
318.5	—						
/165.2							
165.2	D 4						
165.2	—						

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 5.3-1 高圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表 (その 2)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)				
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠			
高圧原子炉代替注水系	高圧原子炉代替注水ポンプ 入口ライン合流部 ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ	1.37*	P 4	120*	T 4	165.2	—			
	/165.2									
	/—									
							165.2	D 4		
							165.2	—		
	高圧原子炉代替注水ポンプ ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ 出口ライン合流部	11.3*	P 5	120*	T 4	114.3	D 5			
									114.3	—
									114.3	—
								/114.3		
						/—				
						114.3	D 5			
						114.3	—			

注記* : 重大事故等時における使用時の値

5.4 原子炉隔離時冷却系

名 称	原子炉隔離時冷却系ストレーナ	
容 量	m ³ /h/組	□以上 (99)
最高使用圧力	MPa	— [0.853]
最高使用温度	℃	104
個 数	—	2(1組)

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）として使用する原子炉隔離時冷却系ストレーナは、以下の機能を有する。

原子炉隔離時冷却系ストレーナは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するために、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源としてサプレッションチェンバのプール水内の異物を原子炉隔離時冷却系ストレーナによりろ過し、原子炉隔離時冷却ポンプにより原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

原子炉隔離時冷却系ストレーナを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、原子炉隔離時冷却ポンプの容量に合わせた □m³/h/組以上とする。

公称値については、□ 99m³/h/組とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

原子炉隔離時冷却系ストレーナを重大事故等時において使用する場合の使用圧力は、その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため設定されないが、ここでは、重大事故等時における原子炉格納容器の限界圧力 0.853MPa について []内に示している。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用温度の設定根拠

原子炉隔離時冷却系ストレーナを重大事故等時において使用する場合の使用温度は、重大事故等時における原子炉隔離時冷却ポンプ運転時のサプレッションチェンバのプール水温 °Cを考慮し、主配管「原子炉隔離時冷却系ストレーナ～復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）」の最高使用温度に合わせ 104°Cとする。

4. 個数の設定根拠

原子炉隔離時冷却系ストレーナは、サプレッションチェンバのプール水内の異物をろ過するために必要な個数である 2 個 1 組を重大事故等対処設備として設置する。

名	称	RV221-1
吹出圧力	MPa	1.37
個数	—	1
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>安全弁 RV221-1 は、主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）～原子炉隔離時冷却ポンプ」上に設置する逃がし弁である。</p> <p>安全弁 RV221-1 は、設計基準対象施設として主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）～原子炉隔離時冷却ポンプ」の圧力が、最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）～原子炉隔離時冷却ポンプ」の圧力が、設計基準対象施設の最高使用圧力になった場合に開動作して設計基準対象施設の最高使用圧力以下に維持する。</p> <p>1. 吹出圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する安全弁 RV221-1 の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）～原子炉隔離時冷却ポンプ」の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>安全弁 RV221-1 を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>安全弁 RV221-1 は、設計基準対象施設として主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）～原子炉隔離時冷却ポンプ」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個設置する。</p> <p>安全弁 RV221-1 は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

5.5 低圧原子炉代替注水系

名 称		低圧原子炉代替注水ポンプ
容 量	m ³ /h/個	□以上, □以上, □以上(230)
揚 程	m	□以上, □以上, □以上(190)
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	210
個 数	—	2

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）として炉心注水時に使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、以下の機能を有する。

低圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準対象施設が有する原子炉の冷却機能が損失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、運転中の重大事故等時において、残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイポンプの故障等により原子炉を冷却する機能が喪失した場合に低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプより、残留熱除去系を經由して原子炉圧力容器へ注水することにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系）として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、以下の機能を有する。

低圧原子炉代替注水ポンプは、設計基準対象施設が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるため設置する。

系統構成は、運転中の重大事故等時において、残留熱除去ポンプの故障等により原子炉格納容器を冷却する機能が喪失した場合に低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプより、低圧原子炉代替注水系及び残留熱除去系を經由してドライウェルスプレイ管より原子炉格納容器内にスプレイすることにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ

【設 定 根 拠】（続き）

ることができる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（ペダスタル代替注水系）として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、以下の機能を有する。

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

系統構成は、低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水系及び残留熱除去系を經由してドライウェルスプレイ管から原子炉格納容器内にスプレイすることで、原子炉格納容器下部へ流入し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部に十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

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

低圧原子炉代替注水ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために設置する。

系統構成は、低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプより、残留熱除去系を經由して原子炉圧力容器へ注水することで熔融炉心を冷却できる設計とする。

【設定根拠】(続き)

1. 容量の設定根拠

低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、以下を考慮して決定する。

- (1) 原子炉注水必要容量：m³/h/個以上，m³/h/個以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）又は原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧原子炉代替注水系）として炉心注水時に使用する低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準対象施設が有する原子炉の冷却機能が損失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために、原子炉に冷却材を供給することで炉心崩壊熱を除去する場合に、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十「3. 炉心損傷防止対策の有効性評価」）において有効性が確認されている原子炉への注水流量は、原子炉圧力MPa 時においてm³/h、原子炉圧力MPa 時においてm³/h のためm³/h/個以上，m³/h/個以上とする。

- (2) 格納容器スプレイ及びペDESTAL注水必要容量：m³/h/個以上

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備（格納容器代替スプレイ系、ペDESTAL代替注水系）として原子炉格納容器にスプレイ及びペDESTALに注水する場合に使用する低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために、原子炉格納容器内にスプレイし原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ、また、ペDESTALに蓄水することで熔融炉心の崩壊熱を除去する場合に、重大事故等時の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、各事故シーケンスで有効性が確認されている原子炉格納容器へのスプレイ及びペDESTALへの注水流量がm³/h のためm³/h/個以上とする。

- (3) 低圧原子炉代替注水ポンプの最小流量（ミニマムフロー流量）：m³/h/個

上記から、低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、(1)及び(2)の必要容量に(3)を加えた容量とし、m³/h/個以上，m³/h/個以上，m³/h/個以上とする。

公称値については、230m³/h/個とする。

【設定根拠】(続き)

2. 揚程の設定根拠

・原子炉注水必要揚程

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）又は原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧原子炉代替注水系）として炉心注水時に使用する低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は、淡水を原子炉に \square m³/h 及び \square m³/h で注水する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭及び配管・機器圧力損失を基に設定する。なお、原子炉圧力 \square MPa 及び \square MPa については、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、有効性が確認されている圧力である。

(1) 原子炉圧力 \square MPa 時① 原子炉と水源の圧力差 : \square m

$$\square \times 10^6 / (992 \times 9.80665) = \square \div \square \text{ m}$$

\square MPa : 原子炉設置変更許可申請書 添付書類十「3. 炉心損傷防止対策の有効性評価」に示す評価条件

密度 : 992kg/m³ (40℃, 飽和圧力)② 静水頭 : \square m低圧原子炉代替注水ポンプ軸中心 EL \square ~ 低圧注水ノズル EL \square ③ 配管・機器圧力損失 : \square m機器圧力損失 : \square m配管・弁圧力損失 : \square m

 合計 \square m
④ ①～③の合計(m) : \square m

上記から、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として原子炉圧力 \square MPa 時に使用する低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は、 \square m を上回る \square m 以上とする。

(2) 原子炉圧力 \square MPa 時① 原子炉と水源の圧力差 : \square m

\square MPa : 原子炉設置変更許可申請書 添付書類十「3. 炉心損傷防止対策の有効性評価」に示す評価条件

② 静水頭 : \square m低圧原子炉代替注水ポンプ軸中心 EL \square ~ 低圧注水ノズル EL \square

【設 定 根 拠】（続き）

- ③ 配管・機器圧力損失 : m
 機器圧力損失 : m
 配管・弁圧力損失 : m
 合計 m
- ④ ①～③の合計(m) : m

上記から、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として原子炉圧力 MPa 時に使用する低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は、 m を上回る m 以上とする。

・格納容器スプレイ及びペDESTAL注水必要揚程

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備（格納容器代替スプレイ系，ペDESTAL代替注水系）として原子炉格納容器にスプレイ及びペDESTALに注水する場合に使用する低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は、淡水を原子炉格納容器に m³/h でスプレイする場合の水源地と移送先の圧力差，静水頭及び配管・機器圧力損失を基に設定する。

- ① 原子炉格納容器と水源の圧力差 : m

$$\frac{\text{} \times 10^6}{(992 \times 9.80665)} = \frac{\text{}}{\text{}} = \text{} \text{ m}$$
- 密度：992kg/m³（40℃，飽和圧力）
- ② 静水頭 : m
 低圧原子炉代替注水ポンプ軸中心 EL ～ドライウェル上部スプレイ管 EL
- ③ 配管・機器圧力損失 : m
 機器圧力損失 : m
 配管・弁圧力損失 : m
 合計 m
- ④ ①～③の合計(m) : m

上記から、原子炉冷却系統施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として使用する低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は、 m を上回る m 以上とする。

公称値については、190m とする。

【設定根拠】(続き)

3. 最高使用圧力の設定根拠

低圧原子炉代替注水ポンプの使用圧力は、静水頭 MPa、締切揚程 MPa の合計である MPa を上回る 3.92MPa とする。

① 静水頭 : MPa

$$\text{} \times 0.00980665 = \text{} \div \text{} \text{ MPa}$$

m : 低圧原子炉代替注水槽満水レベル EL ~ 低圧原子炉代替注水ポンプ軸中心 EL

② 締切揚程 : MPa

$$\text{} \times 0.00980665 = \text{} \div \text{} \text{ MPa}$$

m : 低圧原子炉代替注水ポンプの締切揚程

③ ①~②の合計 : MPa

4. 最高使用温度の設定根拠

低圧原子炉代替注水ポンプの使用温度は、低圧原子炉代替注水槽の使用温度に合わせ、66°C とする。

【設定根拠】(続き)

5. 原動機出力の設定根拠

低圧原子炉代替注水ポンプの原動機出力は、以下の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

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

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

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

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

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 230/3600

H : 揚程 (m) = 190

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{230}{3600} \right) \times 190}{\text{} / 100} = \text{} = \text{} \text{ kW}$$

以上より、低圧原子炉代替注水ポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、210kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

低圧原子炉代替注水ポンプは、重大事故等対処設備として原子炉圧力容器へ注水し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な個数である、2個(うち1個は予備)を設置する。

名 称	低圧原子炉代替注水槽	
容 量	m ³ /個	740 以上 (1230)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
個 数	—	1

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）として使用する低圧原子炉代替注水槽は、以下の機能を有する。

低圧原子炉代替注水槽は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準対象施設が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉を冷却するための淡水又は海水を貯蔵する設備として設置する。

系統構成は、低圧原子炉代替注水槽の水を低圧原子炉代替注水ポンプより、残留熱除去系配管を経由して原子炉圧力容器へ注水することにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系）として使用する低圧原子炉代替注水槽は、以下の機能を有する。

低圧原子炉代替注水槽は、設計基準対象施設が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるため設置する。

系統構成は、低圧原子炉代替注水槽の水を低圧原子炉代替注水ポンプより、低圧原子炉代替注水系及び残留熱除去系を経由してドライウェルスプレイ管より原子炉格納容器内にスプレイすることにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

【設 定 根 拠】（続き）

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

低圧原子炉代替注水槽は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、低圧原子炉代替注水槽の水を低圧原子炉代替注水ポンプより、低圧原子炉代替注水系及び残留熱除去系を經由してドライウェルスプレイ管より原子炉格納容器内にスプレイし、格納容器スプレイ水がドライウェルス床面から制御棒駆動機構搬出入口を通じて原子炉格納容器下部へ流入することで、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部に十分な水量を蓄水することにより原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

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

低圧原子炉代替注水槽は、炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために設置する。

系統構成は、低圧原子炉代替注水槽の水を低圧原子炉代替注水ポンプより、残留熱除去系を經由して原子炉圧力容器へ注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。

【設定根拠】（続き）

1. 容量の設定根拠

重大事故等時対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）で想定する各事故シーケンスのうち、低圧原子炉代替注水槽の水量が最も少なくなる事故シーケンスは、高圧・低圧注水機能喪失である。当該事故シーケンスにおいては、7日間で約3600m³の水を使用する。

この淡水使用量に対して、低圧原子炉代替注水槽の最低貯水量740m³/個が枯渇する前に、大量送水車により代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び（西2））の淡水を補給可能なため、低圧原子炉代替注水槽の容量は740m³/個以上とする。

公称値については、要求される容量740m³/個を上回る1230m³/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

低圧原子炉代替注水槽の使用圧力は、低圧原子炉代替注水槽が大気開放であることから静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

低圧原子炉代替注水槽の使用温度は、水源における淡水及び海水の温度が常温程度であるため、常温を上回る66℃とする。

4. 個数の設定根拠

低圧原子炉代替注水槽の容量が740m³/個以上であれば、注水槽内の水が枯渇する前に代替淡水源又は海水の補給が可能となり、低圧原子炉代替注水ポンプによる注水を中断することなく実施可能であるため、低圧原子炉代替注水槽の個数は1個とする。

名	称	低圧原子炉代替注水槽 ～ 低圧原子炉代替注水ポンプ
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
外	径	mm
		267.4 / 253.0 / 309.0
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、低圧原子炉代替注水槽から低圧原子炉代替注水ポンプまでを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水槽の水を低圧原子炉代替注水ポンプにより原子炉圧力容器に供給するため、又は原子炉格納容器にスプレイし原子炉格納容器下部に十分な水位を確保するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，F 1，F 2 として以下に示す。</p> <p>低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様を表5.5-1 低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 静水頭</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力 P 1 は、大気に開放している低圧原子炉代替注水槽に接続するため、静水頭とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の温度 T 1 は、低圧原子炉代替注水槽の使用温度に合わせ、66℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	267.4	9.3	250	0.04862	□*	□	□

注記*：低圧原子炉代替注水ポンプの定格流量

(2) 継手

F 1 : 253.0mm

伸縮継手接続部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 2 : 309.0mm

伸縮継手の外径。

名	称	低圧原子炉代替注水ポンプ ～ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	216.3 / 208.0 / 284.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、低圧原子炉代替注水ポンプから低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水槽の水を低圧原子炉代替注水ポンプにより、あるいは外部水源を大量送水車により原子炉圧力圧力容器に供給するため、又は低圧原子炉代替注水槽の水を低圧原子炉代替注水ポンプにより原子炉格納容器にスプレイし原子炉格納容器下部に十分な水位を確保するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 2，F 3，F 4として以下に示す。</p> <p>低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様を表5.5-1 低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p>		
<p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 3.92MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力P 2は、重大事故等時における低圧原子炉代替注水ポンプ吐出側の使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p>		
<p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の温度T 1は、低圧原子炉代替注水ポンプの使用温度に合わせ、66℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、216.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	216.3	8.2	200	0.03138	□*	□	□

注記*：低圧原子炉代替注水ポンプの定格流量

(2) 継手

F 3 : 208.0mm

伸縮継手接続部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 4 : 284.0mm

伸縮継手の外径。

名 称	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部 ～ 残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	66 / 185
外 径	mm	216.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部から残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水槽の水を低圧原子炉代替注水ポンプにより、あるいは外部水源を大量送水車により原子炉圧力容器に供給するため、又は低圧原子炉代替注水槽の水を低圧原子炉代替注水ポンプにより原子炉格納容器にスプレイし原子炉格納容器下部に十分な水位を確保するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 1，T 2，外径の設定根拠を D 2 として以下に示す。</p> <p>低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様を表5.5-1 低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 3.92MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力 P 2 は、重大事故等時における低圧原子炉代替注水ポンプ吐出側の使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の温度 T 1 は、低圧原子炉代替注水ポンプの使用温度に合わせ、66℃ とする。</p> <p><u>T 2 : 185℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の温度 T 2 は、残留熱除去系の最高使用温度に合わせ、185℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、216.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	216.3	8.2	200	0.03138	□*	□	□

注記*：低圧原子炉代替注水ポンプの定格流量

名 称		残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部 ～ 低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	216.3 / 114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部から低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 2，D 3，D 4として以下に示す。</p> <p>低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様を表5.5-1 低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 3.92MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力P 2は、重大事故等時における低圧原子炉代替注水ポンプ吐出側の使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 185℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の温度T 2は、残留熱除去系の最高使用温度に合わせ、185℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、216.3mm, 114.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	216.3	8.2	200	0.03138	□*1	□	□
D 3	114.3	6.0	100	0.00822	□*1	□*3	□
D 4	114.3	8.6	100	0.00741	□*1	□*2	□

注記*1：低圧原子炉代替注水ポンプの定格流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で□m/s）を下回るため問題ない。

*3：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（ステンレス鋼で□m/s）を下回るため問題ない。

名	称	低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部 ～ 低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外	径	mm
		114.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部から低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 4として以下に示す。</p> <p>低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様を表5.5-1 低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 3.92MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力P 2は、重大事故等時における低圧原子炉代替注水ポンプ吐出側の使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 185℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の温度T 2は、残留熱除去系の最高使用温度に合わせ、185℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	114.3	8.6	100	0.00741	□*1	□*2	□

注記*1：低圧原子炉代替注水ポンプの定格流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で□m/s）を下回るため問題ない。

名 称		低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南） ～ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部
最高使用圧力	MPa	2.45 / 3.92
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）から低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3， P 2， 最高使用温度の設定根拠を T 1， 外径の設定根拠を D 5 として以下に示す。</p> <p>低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様を表5.5-1 低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 2.45MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力 P 3 は、重大事故等時における大量送水車の最高使用圧力 <input type="text"/> MPa を上回る圧力とし、2.45MPa とする。</p> <p><u>P 2 : 3.92MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力 P 2 は、重大事故等時における低圧原子炉代替注水ポンプ吐出側の使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 66°C

重大事故等対処設備として使用する本配管の温度T 1は、大量送水車の使用温度 °Cを上回る温度とし、66°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	114.3	6.0	100	0.00822	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：重大事故等時における大量送水車による原子炉压力容器への必要注水流量

名 称		低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西） ～ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
最高使用圧力	MPa	2.45
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）から低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 5 として以下に示す。</p> <p>低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様を表5.5-1 低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 2.45MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力 P 3 は、重大事故等時における大量送水車の最高使用圧力 <input type="text"/> MPa を上回る圧力とし、2.45MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の温度 T 1 は、大量送水車の使用温度 <input type="text"/>℃ を上回る温度とし、66℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	114.3	6.0	100	0.00822	□*	□	□

注記*：重大事故等時における大量送水車による原子炉圧力容器への必要注水流量

名	称	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部 ～ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
最高使用圧力	MPa	2.45 / 3.92
最高使用温度	℃	66 / 185
外	径	mm
		114.3
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部から低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，P 2，最高使用温度の設定根拠をT 1，T 2，外径の設定根拠をD 5，D 6として以下に示す。</p> <p>低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様を表5.5-1 低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 2.45MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力P 3は、重大事故等時における大量送水車の最高使用圧力 <input type="text"/> MPa を上回る圧力とし、2.45MPa とする。</p> <p><u>P 2 : 3.92MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力P 2は、重大事故等時における低圧原子炉代替注水ポンプ吐出側の使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 66°C

重大事故等対処設備として使用する本配管の温度 T 1 は大量送水車の使用温度 °C を上回る温度とし、66°C とする。

T 2 : 185°C

重大事故等対処設備として使用する本配管の温度 T 2 は、残留熱除去系の最高使用温度に合わせて、185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	114.3	6.0	100	0.00822	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 6	114.3	8.6	100	0.00741	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：重大事故等時における大量送水車による原子炉压力容器への必要注水流量

名	称	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部 ～ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	3.92	
最高使用温度	℃	185	
外	径	mm	114.3
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部から低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 6として以下に示す。</p> <p>低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様を表5.5-1 低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 3.92MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力P 2は、重大事故等時における低圧原子炉代替注水ポンプ吐出側の使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 185℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の温度T 2は、残留熱除去系の最高使用温度に合わせ、185℃とする。</p>			

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 6	114.3	8.6	100	0.00741	□*	□	□

注記*：重大事故等時における大量送水車による原子炉圧力容器への必要注水流量

名 称		低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内） ～ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
最高使用圧力	MPa	2.45
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）から低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 5 として以下に示す。</p> <p>低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様を表 5.5-1 低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 2.45MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力 P 3 は、重大事故等時における大量送水車の最高使用圧力 <input type="text"/> MPa を上回る圧力とし、2.45MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の温度 T 1 は、大量送水車の使用温度 <input type="text"/>℃ を上回る温度とし、66℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	114.3	6.0	100	0.00822	□*	□	□

注記*：重大事故等時における大量送水車による原子炉圧力容器への必要注水流量

表 5.5-1 低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表（その1）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
低圧原子炉代替注水槽 ～ 低圧原子炉代替注水ポンプ	静水頭*	P 1	66*	T 1	267.4	D 1
					267.4	D 1
					253.0	F 1
					309.0	F 2
					267.4	—
					267.4 /216.3	—
低圧原子炉代替注水ポンプ ～ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部	3.92*	P 2	66*	T 1	216.3	—
					/165.2	—
					216.3	—
					216.3	D 2
					216.3 /216.3	—
					216.3 /216.3	—
					216.3 /—	—
					216.3 /216.3	—
低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部 ～ 残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部	3.92*	P 2	66*	T 1	216.3	—
					/216.3	—
					/114.3	—
					216.3	—
			185*	T 2	216.3	D 2
					216.3	—
					216.3	—
					216.3 /216.3 /—	—

注記*：重大事故等時における使用時の値

表 5.5-1 低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表（その2）

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
低圧原子炉代替注水系	残留熱代替除去系原子炉注 水ライン合流部 ～ 低圧原子炉代替注水ポンプ 出口ライン合流部	3.92*	P 2	185*	T 2	216.3 /216.3 /114.3	—
	216.3					D 2	
	216.3					—	
	216.3 /114.3					—	
	114.3					D 3	
	114.3					—	
	114.3					D 4	
	低圧原子炉代替注水ポンプ 出口ライン合流部 ～ 低圧原子炉代替注水ポンプ 注水ライン合流部	3.92*	P 2	185*	T 2	114.3 /— /114.3	—
	114.3					D 4	
	114.3					—	
	216.3 /114.3					—	
	低圧原子炉代替注水系（可搬 型）接続口（南） ～ 低圧原子炉代替注水系（可搬 型）接続口（南）ライン合流 部	2.45*	P 3	66*	T 1	165.2 /114.3	—
	114.3					—	
	低圧原子炉代替注水系（可搬 型）接続口（西） ～ 低圧原子炉代替注水系（可搬 型）接続口（屋内）ライン合 流部	2.45*	P 3	66*	T 1	114.3	D 5
114.3						—	
低圧原子炉代替注水系（可搬 型）接続口（西） ～ 低圧原子炉代替注水系（可搬 型）接続口（屋内）ライン合 流部	2.45*	P 3	66*	T 1	165.2 /114.3	—	
114.3					D 5		
114.3					—		

注記*：重大事故等時における使用時の値

表 5.5-1 低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表（その3）

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
低圧原子炉代替注水系	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部	2.45*	P 3	66*	T 1	114.3	—	
	/114.3							
	/114.3							
	～							
	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部	3.92*	P 2	185*	T 2	114.3	—	
	/114.3							
	/—							
	114.3							
							D 5	
							D 6	
	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部	3.92*	P 2	185*	T 2	114.3	—	
/—								
/114.3								
～								
低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部						D 6		
						—		
						—		
						216.3		
						/114.3		
						—		
低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）	2.45*	P 3	66*	T 1	165.2	—		
～								
/114.3								
低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部						D 5		
						—		
						114.3		
						—		

注記*：重大事故等時における使用時の値

名	称	大量送水車出口ライン送水用 10m ホース
最高使用圧力	MPa	1.60
最高使用温度	℃	<input type="text"/>
外径	—	150A
個数	—	60 (予備 1)
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本ホースは、以下を接続するホースであり、重大事故等対処設備として大量送水車により淡水又は海水を原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は原子炉圧力容器下部へ注水又はスプレイするために設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホースと低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 接続口 (屋内) ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホースと格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 接続口 (屋内) ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホースとペDESTAL代替注水系 (可搬型) 接続口 (屋内) <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の圧力は、<input type="text"/> <input type="text"/>1.60MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等対策の有効性評価解析 (原子炉設置変更許可申請書添付書類十) において有効性を確認している海水の温度 30℃ を上回る <input type="text"/>℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失上許容できる外径を選定する。</p> <p>大量送水車の 2. 吐出圧力の設定根拠のホース圧力損失算出条件である、150A (呼び径) を本ホースの外径とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

本ホースの保有数は、重大事故等対処設備として大量送水車により淡水又は海水を原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は原子炉圧力容器下部へ注水又はスプレイするための必要な本数であり、2セット60本に、本ホースは保守点検中にも使用可能であるため、保守点検による待機除外時のバックアップは考慮せず、故障時のバックアップ用として予備1本とし、分散して保管する。

6. 原子炉冷却材補給設備

6.1 原子炉隔離時冷却系

名 称		原子炉隔離時冷却ポンプ
容 量	m ³ /h/個	□以上(99)
揚 程	m	高压時 □以上(918) / 低压時 □以上(128)
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37 / 吐出側 11.3
最高使用温度	℃	66 (100)
原 動 機 出 力	kW/個	550
個 数	—	1

【設 定 根 拠】

(概 要)

・設計基準対象施設

原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備として使用する原子炉隔離時冷却ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、原子炉停止後何らかの原因で復水・給水が停止した場合に、サプレッションチェンバのプール水又は復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に注水することで原子炉水位を維持することを目的に設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）として使用する原子炉隔離時冷却ポンプは、以下の機能を有する。

原子炉隔離時冷却ポンプは、重大事故等時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準対象施設が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉圧力容器にサプレッションチェンバのプール水を注水して原子炉水位を維持することを目的とする。

また、全交流動力電源喪失時に蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却することを目的とする。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を水源とした原子炉隔離時冷却ポンプにより原子炉圧力容器へ注水し、炉心を冷却できる設計とする。

【設定根拠】(続き)

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却ポンプの容量は、原子炉停止 [] 分後の崩壊熱による蒸気流出量を補うために必要となる水量 [] m³/h に原子炉隔離時冷却系補機への冷却水量 [] m³/h を加えた [] m³/h 以上とする。

上記から、原子炉隔離時冷却ポンプの容量は、上記を上回るものとし、 [] m³/h 以上とする。

原子炉隔離時冷却ポンプを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同設計条件で有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十「3. 炉心損傷防止対策の有効性評価」)に使用しているため、 [] m³/h 以上とする。

公称値については、 [] , 99m³/h とする。

2. 揚程の設定根拠

原子炉隔離時冷却ポンプは、原子炉と水源との差圧が [] ~ [] MPa のときに原子炉圧力容器に [] m³/h の注水と、原子炉隔離時冷却系補機に [] m³/h の通水ができるように設計する。

(1) 高圧時

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却ポンプの高圧時の揚程は、原子炉圧力容器とサプレッションチェンバの圧力差、静水頭及び配管・機器圧力損失を基に設定する。

- ① 原子炉圧力容器とサプレッションチェンバの圧力差 : [] m
 $[] \times 10^6 / (983 \times 9.80665) = [] \div []$ m
 [] MPa : 逃がし安全弁の最低設定圧力を上回る値として設定
 密度 : 983kg/m³ (60℃, 飽和圧力)
- ② 静水頭 : [] m
 サプレッションプール水位低 EL [] ~
 原子炉水位高 (レベル 8) EL []
- ③ 配管・機器圧力損失 : [] m
 機器圧力損失 : [] m
 配管・弁類圧力損失 : [] m
 合計 [] m
- ④ ①~③の合計 : [] m

【設定根拠】(続き)

上記から、高圧時の原子炉隔離時冷却ポンプの揚程は、m を上回る m 以上とする。

原子炉隔離時冷却ポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同設計条件で有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十「3. 炉心損傷防止対策の有効性評価」)に使用しているため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、m 以上とする。

公称値については、要求される揚程を上回る 918m とする。

(2) 低圧時

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却ポンプの低圧時の揚程は、原子炉压力容器とドライウェルの圧力差、静水頭及び配管・機器圧力損失を基に設定する。

① 原子炉压力容器とサプレッションチェンバの圧力差 : m

$$\text{} \times 10^6 / (983 \times 9.80665) = \text{} \div \text{} \text{m}$$

MPa : 残留熱除去系停止時冷却モードの引継ぎ設定圧力

密度 : 983kg/m³ (60℃, 飽和圧力)

② 静水頭 : m

サプレッションプール水位低 EL ~

原子炉水位高 (レベル 8) EL

③ 配管・機器圧力損失 : m

機器圧力損失 : m

配管・弁類圧力損失 : m

合計 m

④ ①~③の合計 : m

上記から、低圧時の原子炉隔離時冷却ポンプの揚程は、m を上回る m 以上とする。

原子炉隔離時冷却ポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同設計条件で有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十「3. 炉心損傷防止対策の有効性評価」)に使用しているため、m 以上とする。

公称値については、要求される揚程を上回る 128m とする。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用圧力の設定根拠

(1) 吸込側

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却ポンプの吸込側の最高使用圧力は、主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）～原子炉隔離時冷却ポンプ」の最高使用圧力に合わせ 1.37MPa とする。

原子炉隔離時冷却ポンプを重大事故等時において使用する場合の吸込側の圧力は、主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）～原子炉隔離時冷却ポンプ」の使用圧力に合わせ 1.37MPa とする。

(2) 吐出側

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却ポンプの吐出側の最高使用圧力は、静水頭 MPa、締切揚程 MPa の合計が MPa となることから、これを上回る圧力として 11.3MPa とする。

① 静水頭 : MPa

$$\text{} \times 0.00980665 = \text{} \div \text{} \text{ MPa}$$

m : 復水貯蔵タンクオーバーフロー水位 EL ～

ポンプ据付床レベル EL

② 締切揚程 : MPa

$$\text{} \times 0.0980665 = \text{} \div \text{} \text{ MPa}$$

kg/cm² : 原子炉隔離時冷却ポンプの締切揚程

③ ①～②の合計 : MPa

原子炉隔離時冷却ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、11.3MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却ポンプの最高使用温度は、主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）～原子炉隔離時冷却ポンプ」の最高使用温度に合わせ、66℃とする。

原子炉隔離時冷却ポンプを重大事故等時において使用する場合の温度は、主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）～原子炉隔離時冷却ポンプ」の使用温度に合わせ、100℃とする。

【設定根拠】(続き)

5. 原動機出力の設定根拠

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

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

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

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

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

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 99/3600

H : 揚程 (m) = 918

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{99}{3600} \right) \times 918}{\text{} / 100} = \text{} = \text{} \text{ kW}$$

上記から、原子炉隔離時冷却ポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、550kW/個とする。

原子炉隔離時冷却ポンプを重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、550kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

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

原子炉隔離時冷却ポンプ(原動機含む。)は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称		原子炉隔離時冷却系分岐部 ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302 (304)
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉隔離時冷却系分岐部から高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉圧力容器で発生した蒸気を駆動用蒸気タービンに導くために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉圧力容器で発生した蒸気を駆動用蒸気タービンに導くために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として下記に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様を表6.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃ (304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 1は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度に合わせ、304℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も容量の大きい原子炉隔離時冷却ポンプの駆動に必要な容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	11.1	100	0.00666	□*	□	□

注記*：原子炉圧力容器低圧時における蒸気供給配管の設計流量

名	称	高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）入口ライン分岐部 ～ 原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン入口側ドレンポット入口ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)	
最高使用温度	℃	302 (304)	
外	径	mm	114.3
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）入口ライン分岐部から原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン入口側ドレンポット入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉圧力容器で発生した蒸気を駆動用蒸気タービンに導くために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉圧力容器で発生した蒸気を駆動用蒸気タービンに導くために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として下記に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様を表6.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃ (304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 1は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。</p>			

【設定根拠】（続き）

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせて、304℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプの駆動に必要な容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	11.1	100	0.00666	□*	□	□

注記*：原子炉压力容器低圧時における蒸気供給配管の設計流量

名 称		原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン入口側ドレンポット入口ライン分岐部 ～ 原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98) / 8.62
最高使用温度	℃	302 (304) / 302
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン入口側ドレンポット入口ライン分岐部から原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービンまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉圧力容器で発生した蒸気を駆動用蒸気タービンに導くために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉圧力容器で発生した蒸気を駆動用蒸気タービンに導くために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、P 2、最高使用温度の設定根拠をT 1、T 2、外径の設定根拠をD 1として下記に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様を表6.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPaとする。</p> <p><u>P 2 : 8.62MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 2は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、8.62MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 302°C (304°C)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ、304°Cとする。

T 2 : 302°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 2 は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、302°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプの駆動に必要な容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	11.1	100	0.00666	□*	□	□

注記*：原子炉压力容器低圧時における蒸気供給配管の設計流量

名 称	原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン ～ 原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン出口側ドレン ポット入口ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	184
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービンから原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン出口側ドレンポット入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、駆動用蒸気タービンに供給した蒸気をサブプレッションチェンバに排出するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、駆動用蒸気タービンに供給した蒸気をサブプレッションチェンバに排出するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 3、外径の設定根拠をD 2として下記に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様を表6.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン排気圧力高(タービントリップ)設定値 <input type="text"/> MPa を上回る圧力とし、0.98MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 3 : 184℃

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 3 は、最高使用圧力の飽和温度以上とし、184℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、184℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプの駆動に必要な容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	267.4	9.3	250	0.04862	□*1	□*2	□

注記*1：蒸気排気管の設計流量

*2：当該配管は、内部流体が蒸気の場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。

名	称	原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン出口側ドレンポット入口ライン分岐部 ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	184
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン出口側ドレンポット入口ライン分岐部から高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）出口ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、駆動用蒸気タービンに供給した蒸気をサブプレッションチェンバに排出するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、駆動用蒸気タービンに供給した蒸気をサブプレッションチェンバに排出するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 3，外径の設定根拠をD 2として下記に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様を表6.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン排気圧力高（タービントリップ）設定値 <input type="text"/> MPa を上回る圧力とし、0.98MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 3 : 184℃

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 3 は、最高使用圧力の飽和温度以上とし、184℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、184℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプの駆動に必要な容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	267.4	9.3	250	0.04862	□*1	□*2	□

注記*1：蒸気排気管の設計流量

*2：当該配管は、内部流体が蒸気の場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。

名 称		高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）出口ライン合流部 ～ サプレッションチェンバ内排気管
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	184
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）出口ライン合流部からサプレッションチェンバ内排気管までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、駆動用蒸気タービンに供給した蒸気をサプレッションチェンバに排出するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、駆動用蒸気タービンに供給した蒸気をサプレッションチェンバに排出するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 3，外径の設定根拠をD 2として下記に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様を表6.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン排気圧力高(タービントリップ)設定値 MPa を上回る圧力とし、0.98MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 3 : 184℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 3は、最高使用圧力の飽和温度以上とし、184℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、184℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も容量の大きい原子炉隔離時冷却ポンプの駆動に必要な容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	267.4	9.3	250	0.04862	<input type="text"/> *1	<input type="text"/> *2	<input type="text"/>

注記*1：蒸気排気管の設計流量

*2：当該配管は、内部流体が蒸気の場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。

名	称	原子炉隔離時冷却系ストレーナ ～ 復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）	
最高使用圧力	MPa	0.427 (0.853) / 1.37	
最高使用温度	℃	104 / 66 (100)	
外	径	Mm	165.2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉隔離時冷却系ストレーナから復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、サブプレッションチェンバのプール水又は復水貯蔵タンクの水を原子炉隔離時冷却ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、サブプレッションチェンバのプール水を原子炉隔離時冷却ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 4， P 5， 最高使用温度の設定根拠をT 4， T 5， 外径の設定根拠をD 3として下記に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様を表6.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 4 : 0.427MPa (0.853MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 4は、原子炉格納容器の最高使用圧力に合わせ、0.427MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の限界圧力に合わせ、0.853MPaとする。</p> <p><u>P 5 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 5は、主配管「弁 MV221-1～復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）」の最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「弁 MV221-1～復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）」の使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p>			

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 4 : 104℃

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 4 は，サプレッションチェンバの最高使用温度に合わせ，104℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における原子炉隔離時冷却系ストレナの使用温度に合わせ，104℃とする。

T 5 : 66℃ (100℃)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 5 は，復水輸送系の最高使用温度に合わせ，66℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時におけるサプレッションチェンバのプール水温に合わせ，100℃とする。

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプに必要な容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	165.2	7.1	150	0.01791	□*	□	□

注記*：原子炉隔離時冷却ポンプの設計流量

名 称		復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系） ～ 原子炉隔離時冷却ポンプ
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66（100）
外 径	mm	165.2

【設 定 根 拠】

（概 要）

本配管は、復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）から原子炉隔離時冷却ポンプまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、サブプレッションチェンバのプール水又は復水貯蔵タンクの水を原子炉隔離時冷却ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。

重大事故等対処設備としては、サブプレッションチェンバのプール水を原子炉隔離時冷却ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。

本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 5，最高使用温度の設定根拠をT 5，外径の設定根拠をD 3として下記に示す。

原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様を表6.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表に示す。

1. 最高使用圧力の設定根拠

P 5 : 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 5は、主配管「弁 MV221-1～復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）」の最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「弁 MV221-1～復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）」の使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

T 5 : 66℃（100℃）

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 5は、復水輸送系の最高使用温度に合わせ、66℃とする。

【設 定 根 拠】（続き）

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるサブプレッションチェンバのプール水温に合わせ、100℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプに必要な容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	165.2	7.1	150	0.01791	□*	□	□

注記*：原子炉隔離時冷却ポンプの設計流量

名 称	原子炉隔離時冷却ポンプ ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	11.3 / 8.62
最高使用温度	℃	66 (100) / 302
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉隔離時冷却ポンプから高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設としてサプレッションチェンバのプール水又は復水貯蔵タンクの水を原子炉隔離時冷却ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、サプレッションチェンバのプール水を原子炉隔離時冷却ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 6，P 2，最高使用温度の設定根拠をT 5，T 2，外径の設定根拠をD1として下記に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様を表6.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 6 : 11.3MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 6は、原子炉隔離時冷却ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、11.3MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉隔離時冷却ポンプ吐出側の使用圧力に合わせ、11.3MPaとする。</p> <p><u>P 2 : 8.62MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 2は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、8.62MPaとする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 5 : 66°C (100°C)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 5 は、原子炉隔離時冷却ポンプの最高使用温度に合わせ、66°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時におけるサプレッションチェンバのプール水温に合わせ、100°Cとする。

T 2 : 302°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 2 は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、302°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプに必要な容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	11.1	100	0.00666	□*	□	□

注記*：原子炉隔離時冷却ポンプによる原子炉压力容器への供給流量

名 称		高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部 ～ 原子炉隔離時冷却系合流部
最高使用圧力	MPa	8.62
最高使用温度	℃	302
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部から原子炉隔離時冷却系合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバのプール水又は復水貯蔵タンクの水を原子炉隔離時冷却ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、サブプレッションチェンバのプール水を原子炉隔離時冷却ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として下記に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様を表6.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃ (304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 1は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度に合わせ、304℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も容量の大きい原子炉隔離時冷却ポンプに必要な容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	11.1	100	0.00666	□*	□	□

注記*：原子炉隔離時冷却ポンプによる原子炉圧力容器への供給流量

表 6.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表 (その1)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉隔離時冷却系分岐部 ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ (駆動用蒸気タービン) 入 口ライン分岐部	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	114.3	D 1
					114.3	—
					114.3	D 1
					114.3	—
					114.3 /114.3 /114.3	—
高圧原子炉代替注水ポンプ (駆動用蒸気タービン) 入 口ライン分岐部 ～ 原子炉隔離時冷却ポンプ駆 動用蒸気タービン入口側ド レンポット入口ライン分岐 部	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	114.3	D 1
					114.3	—
					114.3 /— /114.3	—
原子炉隔離時冷却ポンプ駆 動用蒸気タービン入口側ド レンポット入口ライン分岐 部 ～ 原子炉隔離時冷却ポンプ駆 動用蒸気タービン	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	114.3	—
	8.62	P 2	302	T 2	114.3	—
	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	114.3	D 1
	8.62	P 2	302	T 2	114.3 /114.3 /—	D 1 —
原子炉隔離時冷却ポンプ駆 動用蒸気タービン ～ 原子炉隔離時冷却ポンプ駆 動用蒸気タービン出口側ド レンポット入口ライン分岐 部	0.98	P 3	184	T 3	267.4	D 2
					267.4 /— /267.4	—

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 6.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表（その2）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却ポンプ駆 動用蒸気タービン出口側ド レンポット入口ライン分岐 部 ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ (駆動用蒸気タービン) 出 口ライン合流部	0.98	P 3	184	T 3	267.4	D 2
						267.4	—
						267.4 /267.4	— /—
	高圧原子炉代替注水ポンプ (駆動用蒸気タービン) 出 口ライン合流部 ～ サプレッションチェンバ内 排気管	0.98	P 3	184	T 3	267.4	—
						267.4 /267.4	— /267.4
						267.4	D 2
						267.4	—
	原子炉隔離時冷却系ストレ ーナ ～ 復水貯蔵タンク出口ライン 合流部 (原子炉隔離時冷却 系)	0.427 (0.853*)	P 4	104	T 4	165.2	—
						165.2 /165.2	— /165.2
		1.37	P 5	66 (100*)	T 5	165.2	D 3
						165.2	D 3
	復水貯蔵タンク出口ライン 合流部 (原子炉隔離時冷却 系) ～ 原子炉隔離時冷却ポンプ	1.37	P 5	66 (100*)	T 5	165.2	—
						165.2 /165.2	— /165.2
						165.2	D 3
						165.2 /165.2	— /—

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 6.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表 (その3)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却ポンプ ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ 出口ライン合流部	11.3	P 6	66 (100*)	T 5	114.3	D 1
						114.3	D 1
						114.3 /114.3	—
						/—	—
		8.62	P 2	302	T 2	114.3	—
						114.3	D 1
	高圧原子炉代替注水ポンプ 出口ライン合流部 ～ 原子炉隔離時冷却系合流部	8.62	P 2	302	T 2	114.3	—
						/114.3	—
						/114.3	—
						114.3	D 1
					114.3	D 1	
					114.3	D 1	
					114.3	—	

注記* : 重大事故等時における使用時の値

7. 原子炉補機冷却設備

7.1 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）

名 称		原子炉補機冷却系熱交換器
容量（設計熱交換量）	MW/個	□以上（□）
最高使用圧力	MPa	管側 0.98 / 胴側 1.37
最高使用温度	℃	管側 40 / 胴側 85
伝熱面積	m ² /個	□以上（□）
個 数	—	6

【設 定 根 拠】

（概 要）

・設計基準対象施設

原子炉補機冷却系熱交換器は、設計基準対象施設として残留熱除去系熱交換器、燃料プール冷却系熱交換器、非常用ディーゼル発電設備等を冷却する原子炉補機冷却水を海水で冷却するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備の原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）として使用する原子炉補機冷却系熱交換器は、下記の機能を有する。

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

系統構成は、想定される重大事故等時において、原子炉補機海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却系熱交換器へ供給するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器、燃料プール冷却系熱交換器、非常用ディーゼル発電設備等へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。

【設 定 根 拠】（続き）

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却系熱交換器の容量は、定格出力運転時に原子炉補機海水温度 \square °Cにおいて \square °Cの原子炉補機冷却水を供給可能な容量とし、定格出力運転時における原子炉補機冷却系熱交換器の容量は、 \square MW/3 個であることから、これを上回る容量として、 \square MW/3 個以上とする。したがって、熱交換器 1 個当たりの容量（設計交換熱量）は \square MW/個以上とする。

原子炉補機冷却系熱交換器の重大事故等時における容量（設計交換熱量）は、重大事故等時も原子炉補機海水温度 \square °Cにおいて \square °Cの原子炉補機冷却水を供給できることを確認していることから設計基準対象施設と同仕様で設計し、 \square MW/個以上とする。

公称値については、要求される容量と同じ \square MW/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

(1) 管側

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却系熱交換器の管側の最高使用圧力は、主配管「原子炉補機海水ストレナー～原子炉補機冷却系熱交換器」の最高使用圧力に合わせ、0.98MPa とする。

原子炉補機冷却系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の管側の圧力は、設計基準対象施設と同様の仕様方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、0.98MPa とする。

(2) 胴側

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却系熱交換器の胴側の最高使用圧力は、主配管「A, C-原子炉補機冷却水ポンプ～A-1, A-2, A-3 原子炉補機冷却系熱交換器」及び主配管「B, D-原子炉補機冷却水ポンプ～B-1, B-2, B-3 原子炉補機冷却系熱交換器」の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。

原子炉補機冷却系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の胴側の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPa とする。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用温度の設定根拠

(1) 管側

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却系熱交換器の管側の最高使用温度は、主配管「原子炉補機海水ストレーナ～原子炉補機冷却系熱交換器」の最高使用温度に合わせ、40℃とする。

原子炉補機冷却系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の管側の温度は、重大事故等時における主配管「原子炉補機海水ストレーナ～原子炉補機冷却系熱交換器」の使用温度に合わせ、40℃とする。

(2) 胴側

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却系熱交換器の胴側の最高使用温度は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水温が、原子炉浄化系のブロー運転時 ℃まで上昇する可能性があるため、最高使用温度は ，85℃とする。

原子炉補機冷却系熱交換器の胴側を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設として使用する場合の原子炉浄化系のブロー運転時の温度を超えることは無いため、設計基準対象施設と ，85℃とする。

【設 定 根 拠】（続き）

4. 伝熱面積の設定根拠

設計基準対象施設として使用する場合の原子炉補機冷却系熱交換器の伝熱面積は、設計熱交換量 MW/個を満足するために必要な最小伝熱面積を基に設定する。

原子炉補機冷却系熱交換器の伝熱面積は、メーカーの設計段階にて確認している必要な最小伝熱面積が m²/個であることから、これを上回る伝熱面積として、 m²/個以上とする。

原子炉補機冷却系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の伝熱面積は、重大事故等時の容量が設計基準対象施設の容量と同仕様であるため、設計基準対象施設として使用する場合の伝熱面積と変わらない。

以上により、設計基準対象施設と同仕様とし、 m²/個以上とする。

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

5. 個数の設定根拠

原子炉補機冷却系熱交換器は、設計基準対象施設として原子炉補機冷却系に接続されている各補機で発生した熱負荷を除去するために必要な個数として A 系，B 系独立した 2 系列に各 3 個，合計 6 個設置する。

原子炉補機冷却系熱交換器は、設計基準対象施設として 6 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称		原子炉補機冷却水ポンプ
容 量	m ³ /h/個	□以上 (1680)
揚 程	m	□以上 (57)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
原 動 機 出 力	kW/個	360
個 数	—	4

【設 定 根 拠】

(概 要)

・設計基準対象施設

原子炉補機冷却水ポンプは、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器、燃料プール冷却系熱交換器、非常用ディーゼル発電設備等へ供給するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備の原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）として使用する原子炉補機冷却水ポンプは、下記の機能を有する。

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

系統構成は、想定される重大事故等時において、原子炉補機海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却系熱交換器へ供給するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器、燃料プール冷却系熱交換器、非常用ディーゼル発電設備等へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。

【設 定 根 拠】（続き）

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量は，原子炉補機冷却水ポンプ 1 個当たりの原子炉補機冷却水流量が最大となる通常運転時の補機冷却水流量である m³/h/個を上回る容量として， m³/h/個以上とする。

原子炉補機冷却水ポンプを重大事故等時において使用する場合の容量は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし， m³/h/個以上とする。

公称値については， 1680m³/h/個とする。

【設定根拠】(続き)

2. 揚程の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプの揚程は、圧力損失が最大となるMGセットを冷却する配管ルートで、原子炉補機冷却水ポンプ2個で配管・機器圧力損失を基に設計する。

- | | | | |
|-------------|---|---|---|
| ① 機器圧力損失 | : | □ | m |
| ② 配管・弁類圧力損失 | : | □ | m |
| ③ ①～②の合計 | : | □ | m |

上記から、原子炉補機冷却水ポンプの揚程は、□mを上回る□m以上とする。

原子炉補機冷却水ポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、□m以上とする。

公称値については、□57mとする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力は、静水頭□MPaと原子炉補機冷却水ポンプの締切運転時の揚程□MPaの合計が□MPaとなることから、これを上回る圧力とし、1.37MPaとする。

- | | | | | |
|----------|---|------------|------------------------------|-----|
| ① 静水頭 | : | □ | MPa | |
| □ | × | 0.00980665 | = □ ÷ □ | MPa |
| □ | m | : | 原子炉補機冷却系サージタンクオーバーフロー水位 EL □ | |
| | | | 原子炉補機冷却水ポンプ設置レベル EL □ | |
| ② 締切揚程 | : | □ | MPa | |
| □ | × | 0.00980665 | = □ ÷ □ | MPa |
| □ | m | : | 原子炉補機冷却水ポンプの締切揚程 | |
| ③ ①～②の合計 | : | □ | MPa | |

原子炉補機冷却水ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPaとする。

【設 定 根 拠】（続き）

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプの最高使用温度は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水温が、原子炉浄化系のブロー運転時 ℃まで上昇する可能性があるため、最高使用温度は ，85℃とする。

原子炉補機冷却水ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設として使用する場合は原子炉浄化系のブロー運転時の温度を超えることはないため、設計基準対象施設と ，85℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

原子炉補機冷却水ポンプの原動機出力は、下記の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

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

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

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

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

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 1680/3600

H : 揚程 (m) = 57

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1680}{3600}\right) \times 57}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記から、原子炉補機冷却水ポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、360kW/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

原子炉補機冷却水ポンプを重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、360kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

原子炉補機冷却水ポンプ（原動機含む。）は、設計基準対象施設として原子炉補機冷却系に接続されている各補機へ冷却水を供給するために必要な個数として A 系，B 系独立した 2 系列に各 2 個，合計 4 個設置する。

原子炉補機冷却水ポンプ（原動機含む。）は、設計基準対象施設として 4 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称		原子炉補機海水ポンプ
容 量	m ³ /h/個	□以上 (2040)
揚 程	m	□以上 (50)
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	°C	40
原 動 機 出 力	kW/個	410
個 数	—	4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>原子炉補機海水ポンプは、設計基準対象施設として取水槽から海水を揚水し、原子炉補機冷却系熱交換器へ海水を供給するために設置する。</p> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備の原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）として使用する原子炉補機海水ポンプは、下記の機能を有する。</p> <p>原子炉補機海水ポンプは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクに熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、想定される重大事故等時において、原子炉補機海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却系熱交換器へ供給するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器、燃料プール冷却系熱交換器、非常用ディーゼル発電設備等へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する原子炉補機海水ポンプの容量は、原子炉冷却材喪失時に発生する最大熱負荷を 1 系列当たり 3 個の原子炉補機冷却系熱交換器で除去するのに必要な □m³/h の海水を 2 個の原子炉補機海水ポンプで供給することを考慮し、 □m³/h/個以上とする。</p> <p>原子炉補機海水ポンプを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、 □m³/h/個以上とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

公称値については、2040m³/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機海水ポンプの揚程は、下記を考慮する。

- ① 水源と送水先との差圧 : 0m（ともに大気圧のため）
- ② 静水頭 : m
 取水槽想定最低水位 EL ~ 放水槽水位 EL
- ③ 配管・機器圧力損失 : m
 機器圧力損失 : m
 配管・弁類圧力損失 : m
 合計 m
- ④ ①～③の合計 : m

上記から、原子炉補機海水ポンプの揚程は、mを上回るm以上とする。

原子炉補機海水ポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、m以上とする。

公称値については、50mとする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機海水ポンプの最高使用圧力は、水頭差MPaと原子炉補機海水ポンプの締切運転時の揚程MPaの合計がMPaとなることから、これを上回る圧力とし、0.98MPaとする。

- ① 静水頭 : MPa
 $\text{} \times 0.00980665 = \text{} \div \text{} \text{MPa}$
m : 最高潮位 EL ~ 原子炉補機海水ポンプ吸込レベル EL
- ② 締切揚程 : MPa
 $\text{} \times \text{} \times 0.00980665 = \text{} \div \text{} \text{MPa}$
m : 原子炉補機海水ポンプの締切揚程
 1025.6kg/m³ : 海水密度（約9.5℃ 海水）*
- ③ ①～②の合計 : MPa

注記* : 海水密度は、ASME POWER TEST CODES 12.2 1998 記載の全塩分%時の値から℃相当の値を内挿（線形補完）した値

【設 定 根 拠】（続き）

原子炉補機海水ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，0.98MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機海水ポンプの最高使用温度は，設計海水温度（°C）において，最大熱負荷（格納容器冷却モード）を考慮した原子炉補機冷却系熱交換器出口最高温度 °C）を上回る 40°C とする。

原子炉補機海水ポンプを重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，40°C とする。

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機海水ポンプの原動機出力は，下記の式により，容量及び揚程を考慮して決定する。

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

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

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

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

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1025.6 (9.5°C, 海水)

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 2040/3600

H : 揚程 (m) = 50

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1025.6 \times 9.80665 \times \left(\frac{2040}{3600} \right) \times 50}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記から，原子炉補機海水ポンプの原動機出力は，軸動力を上回る出力とし，410kW/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

原子炉補機海水ポンプを重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、410kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

原子炉補機海水ポンプ（原動機含む。）は、設計基準対象施設として取水槽から海水を揚水し、原子炉補機冷却系熱交換器へ海水を供給するために必要な個数としてA系、B系独立した2系列に各2個、合計4個設置する。

原子炉補機海水ポンプ（原動機含む。）は、設計基準対象施設として4個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称	原子炉補機冷却系サージタンク	
容 量	m ³ /個	□以上 (11)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 原子炉補機冷却系サージタンクは、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水の温度変化に伴う体積膨張分の吸収、各部からの漏えい冷却水の補給及び原子炉補機冷却水ポンプ押込圧力の確保のために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備の原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）として使用する原子炉補機冷却系サージタンクは、下記の機能を有する。 原子炉補機冷却系サージタンクは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。 系統構成は、想定される重大事故等時において、原子炉補機冷却系サージタンクにより原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保し、原子炉補機海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却系熱交換器へ供給するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器、燃料プール冷却系熱交換器、非常用ディーゼル発電設備等へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。 原子炉補機冷却系サージタンクは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。 系統構成は、原子炉補機冷却系及び原子炉補機海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、サプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、原子炉補機冷却系サージタンクにより移動式代替熱交換設備淡水が 		

【設定根拠】（続き）

ンプの押込圧力を確保するとともに、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を供給することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機冷却系サージタンクは、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するために、移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、原子炉補機冷却系サージタンクにより移動式代替熱交換設備淡水ポンプの押込圧力を確保するとともに、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を供給することで、燃料プール冷却系熱交換器等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

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

系統構成は、移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、原子炉補機冷却系サージタンクにより移動式代替熱交換設備淡水ポンプの押込圧力を確保するとともに、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を供給することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却系サージタンクの容量は、温度変化に伴う体積膨張分を吸収するために必要な量 m³、原子炉補機冷却系常用系配管の破断から遮断弁全閉までの系外漏えい水量 m³、補給水停止時の系統水リーク量 m³ の合計値を上回るものとし、 m³/個以上とする。

原子炉補機冷却系サージタンクを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、 m³/個以上とする。

公称値については、 11m³/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却系サージタンクの最高使用圧力は、原子炉補機冷却系サージタンクが開放タンクであるため静水頭とする。

原子炉補機冷却系サージタンクを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却系サージタンクの最高使用温度は、原子炉建物の最高雰囲気温度に合わせ、66℃とする。

原子炉補機冷却系サージタンクを重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、66℃とする。

4. 個数の設定根拠

原子炉補機冷却系サージタンクは、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水の温度変化に伴う体積膨張分を吸収するために必要な個数である各系列に1個、合計2個設置する。

原子炉補機冷却系サージタンクは、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称	原子炉補機海水ストレーナ	
容 量	m ³ /h/個	□以上 (4080)
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	40
個 数	—	2

【設 定 根 拠】

(概 要)

原子炉補機海水ストレーナは、設計基準対象施設として海水に含まれる異物を除去することによって、下流に設置されている原子炉補機冷却系熱交換器の性能低下を防止することを目的に設置する。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備の原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）として使用する原子炉補機海水ストレーナは、下記の機能を有する。

原子炉補機海水ストレーナは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、想定される重大事故等時において、原子炉補機海水ポンプにより原子炉補機海水ストレーナを経由し、海水を原子炉補機冷却系熱交換器へ供給するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器、燃料プール冷却系熱交換器、非常用ディーゼル発電設備等へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機海水ストレーナの容量は、原子炉補機海水ポンプの容量に合わせ、□m³/h/個以上とする。

原子炉補機海水ストレーナを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、□m³/h/個以上とする。

公称値については、□4080m³/h/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機海水ストレーナの最高使用圧力は、主配管「原子炉補機海水ポンプ～原子炉補機海水ストレーナ」の最高使用圧力に合わせ、0.98MPaとする。

原子炉補機海水ストレーナを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「原子炉補機海水ポンプ～原子炉補機海水ストレーナ」の使用圧力に合わせ、0.98MPaとする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機海水ストレーナの最高使用温度は、主配管「原子炉補機海水ポンプ～原子炉補機海水ストレーナ」の最高使用温度に合わせ、40℃とする。

原子炉補機海水ストレーナを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「原子炉補機海水ポンプ～原子炉補機海水ストレーナ」の使用温度に合わせ、40℃とする。

4. 個数の設定根拠

原子炉補機海水ストレーナは、設計基準対象施設として海水に含まれる異物を除去するために必要な個数として各系列に1個とし、合計2個設置する。

重大事故等時に使用する原子炉補機海水ストレーナは、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称		A, C-原子炉補機冷却水ポンプ ～ A-1, A-2, A-3 原子炉補機冷却系熱交換器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	406.4 / 508.0 / 711.2 / 723.8 / 517.6 / 558.8 / 571.4 / 419.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A, C-原子炉補機冷却水ポンプと A-1, A-2, A-3 原子炉補機冷却系熱交換器を接続する配管であり、設計基準対象施設として A, C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器, A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A, C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器, A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 1, D 2, D 3, D 4, D 5, 継手の外径の設定根拠を F 1, F 2, F 3, F 4 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

$T_1 : 85^{\circ}\text{C}$

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T_1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、 85°C とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、 85°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合は流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4mm, 508.0mm, 711.2mm, 558.8mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m^2)	流量 (m^3/h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	12.7	400	0.11401	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/> *	<input type="checkbox"/>
D 2	508.0	9.5	500	0.18781	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 3	711.2	12.7	700	0.36939	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 4	558.8	12.7	550	0.22346	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 5	406.4	12.7	400	0.11401	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

注記* : 当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速(炭素鋼で m/s)を下回るため問題ない。

【設 定 根 拠】（続き）

(2) 継手

F 1 : 723.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 2 : 517.6mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 3 : 571.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 4 : 419.0mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-1 原子炉補機冷却系熱交換器 ～ A-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	406.4 / 419.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-1 原子炉補機冷却系熱交換器と A-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として A、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 1、D 5、継手の外径の設定根拠を F 4 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	12.7	400	0.11401	□	□*	□
D 5	406.4	12.7	400	0.11401	□	□	□

注記* : 当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で □ m/s）を下回るため問題ない。

(2) 継手

F 4 : 419.0mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-2 原子炉補機冷却系熱交換器 ～ A-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	406.4 / 419.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-2 原子炉補機冷却系熱交換器と A-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として A、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，D 5，継手の外径の設定根拠を F 4 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 85℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	12.7	400	0.11401	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/> *	<input type="checkbox"/>
D 5	406.4	12.7	400	0.11401	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

注記*：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で m/s）を下回るため問題ない。

(2) 継手

F 4 : 419.0mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-3 原子炉補機冷却系熱交換器 ～ A-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	406.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-3 原子炉補機冷却系熱交換器と A-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）を接続する配管であり、設計基準対象施設として A、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，D 6 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	12.7	400	0.11401	□	□*	□
D 6	406.4	12.7	400	0.11401	□	□	□

注記* : 当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速(炭素鋼で □m/s)を下回るため問題ない。

名 称		A-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側） ～ A-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	406.4 / 558.8 / 571.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）と A-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として A、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器及び A-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 4，D 6，継手の外径の設定根拠を F 3 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ，85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は，本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており，重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合は流量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，558.8mm，406.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	558.8	12.7	550	0.22346	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 6	406.4	12.7	400	0.11401	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

(2) 継手

F 3 : 571.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部 ～ A-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	571.4 / 558.8 / 711.2 / 723.8
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部と A-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として A、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器及び A-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 3、D 4、継手の外径の設定根拠を F 1、F 3 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、711.2mm, 558.8mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	711.2	12.7	700	0.36939	□	□	□
D 4	558.8	12.7	550	0.22346	□	□	□

(2) 継手

F 1 : 723.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 3 : 571.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部 ～ A-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	723.8 / 711.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部と A-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として A、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器及び A-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 3，継手の外径の設定根拠を F 1 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、711.2mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	711.2	12.7	700	0.36939	□	□	□

(2) 継手

F 1 : 723.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部 ～ A-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	723.8
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部と A-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を A、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を A、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給、又は A-残留熱除去系熱交換器及び A-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を移動式代替熱交換設備淡水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、継手の外径の設定根拠を F 1 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 継手

F 1 : 723.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部 ～ A-原子炉補機冷却水ポンプ入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	723.8 / 711.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部と A-原子炉補機冷却水ポンプ入口ライン分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を A、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を A、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給、又は A-残留熱除去系熱交換器及び A-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を移動式代替熱交換設備淡水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 3，継手の外径の設定根拠を F 1 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、711.2mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	711.2	12.7	700	0.36939	□	□	□

(2) 継手

F 1 : 723.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-原子炉補機冷却水ポンプ入口ライン分岐部 ～ A-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側）
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	517.6 / 508.0
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-原子炉補機冷却水ポンプ入口ライン分岐部と A-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側）を接続する配管であり、設計基準対象施設として A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を A-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を A-原子炉補機冷却水ポンプへ供給、又は A-残留熱除去系熱交換器及び A-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を移動式代替熱交換設備淡水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 2，継手の外径の設定根拠を F 2 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	508.0	9.5	500	0.18781	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

(2) 継手

F 2 : 517.6mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側） ～ A-原子炉補機冷却水ポンプ
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	508.0 / 457.2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側）と A-原子炉補機冷却水ポンプを接続する配管であり、設計基準対象施設として A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を A-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を A-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 2，D 7 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合は流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0mm, 457.2mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	508.0	9.5	500	0.18781	□	□	□
D 7	457.2	9.5	450	0.15081	□	□	□

名 称		A-原子炉補機冷却水ポンプ入口ライン分岐部 ～ C-原子炉補機冷却水ポンプ
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	723.8 / 711.2 / 508.0 / 457.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-原子炉補機冷却水ポンプ入口ライン分岐部と C-原子炉補機冷却水ポンプを接続する配管であり、設計基準対象施設として A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 2，D 3，D 7，継手の外径の設定根拠を F 1 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0mm、711.2mm、457.2mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	508.0	9.5	500	0.18781	□	□	□
D 3	711.2	12.7	700	0.36939	□	□	□
D 7	457.2	9.5	450	0.15081	□	□	□

(2) 継手

F 1 : 723.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-原子炉補機冷却系サージタンク ～ A-原子炉補機冷却系サージタンク 出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	165.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-原子炉補機冷却系サージタンクと A-原子炉補機冷却系サージタンク 出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として A-原子炉補機冷却系サージタンクにより原子炉補機冷却水の温度変化に伴う体積膨張、各部からの漏えい冷却水の補給及び A-原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保するための原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却系へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては A-原子炉補機冷却系サージタンクにより原子炉補機冷却水の温度変化に伴う体積膨張、各部からの漏えい冷却水の補給、A-原子炉補機冷却水ポンプ及び移動式代替熱交換設備淡水ポンプの押込圧力を確保するための原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却系へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 8 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 8 : 165.2mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカ社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mmとする。

名 称		B-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部 ～ B-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	723.8 / 711.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部と B-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 3，継手の外径の設定根拠を F 1 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、711.2mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	711.2	12.7	700	0.36939	□	□	□

(2) 継手

F 1 : 723.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部 ～ B, D-原子炉補機冷却水ポンプ
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	711.2 / 723.8 / 517.6 / 508.0 / 457.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部と B, D-原子炉補機冷却水ポンプを接続する配管であり、設計基準対象施設として B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B, D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B, D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 2，D 3，D 7，継手の外径の設定根拠を F 1，F 2 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0mm、711.2mm、457.2mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	508.0	9.5	500	0.18781			
D 3	711.2	12.7	700	0.36939			
D 7	457.2	9.5	450	0.15081			

(2) 継手

F 1 : 723.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 2 : 517.6mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B, D-原子炉補機冷却水ポンプ ～ B-1, B-2, B-3 原子炉補機冷却系熱交換器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	406.4 / 508.0 / 711.2 / 723.8 / 517.6 / 558.8 / 571.4 / 419.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B, D-原子炉補機冷却水ポンプと B-1, B-2, B-3 原子炉補機冷却系熱交換器を接続する配管であり、設計基準対象施設として B, D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器, B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B, D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器, B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 1, D 2, D 3, D 4, D 5, 継手の外径の設定根拠を F 1, F 2, F 3, F 4 とし、下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4mm, 508.0mm, 711.2mm, 558.8mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	12.7	400	0.11401	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/> *	<input type="checkbox"/>
D 2	508.0	9.5	500	0.18781	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 3	711.2	12.7	700	0.36939	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 4	558.8	12.7	550	0.22346	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 5	406.4	12.7	400	0.11401	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

注記* : 当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で m/s）を下回るため問題ない。

【設 定 根 拠】（続き）

(2) 継手

F 1 : 723.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 2 : 517.6mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 3 : 571.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 4 : 419.0mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-1 原子炉補機冷却系熱交換器 ～ B-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	406.4 / 419.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-1 原子炉補機冷却系熱交換器と B-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として B、D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B、D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，D 5，継手の外径の設定根拠を F 4 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	12.7	400	0.11401	□	□*	□
D 5	406.4	12.7	400	0.11401	□	□	□

注記* : 当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速(炭素鋼で □m/s)を下回るため問題ない。

(2) 継手

F 4 : 419.0mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-2 原子炉補機冷却系熱交換器 ～ B-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	406.4 / 419.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-2 原子炉補機冷却系熱交換器と B-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として B、D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B、D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，D 5，継手の外径の設定根拠を F 4 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	12.7	400	0.11401	□	□*	□
D 5	406.4	12.7	400	0.11401	□	□	□

注記*：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で □ m/s）を下回るため問題ない。

(2) 継手

F 4 : 419.0mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-3 原子炉補機冷却系熱交換器 ～ B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	406.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-3 原子炉補機冷却系熱交換器と B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）を接続する配管であり、設計基準対象施設として B、D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B、D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	12.7	400	0.11401	□	□*	□

注記* : 当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で □ m/s）を下回るため問題ない。

名 称		B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側） ～ B-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	406.4 / 558.8 / 571.4

【設 定 根 拠】

(概 要)

本配管は、B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）と B-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として B、D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。

重大事故等対処設備としては、B、D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器及び B-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。

本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，D 4，継手の外径の設定根拠を F 3 として下記に示す。

原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。

1. 最高使用圧力の設定根拠

P 1 : 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4mm, 558.8mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	12.7	400	0.11401	□	□*	□
D 4	558.8	12.7	550	0.22346	□	□	□

注記* : 当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速(炭素鋼で □ m/s)を下回るため問題ない。

(2) 継手

F 3 : 571.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部 ～ B-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	571.4 / 558.8 / 711.2 / 723.8
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部と B-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として B、D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B、D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器及び B-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 3，D 4，継手の外径の設定根拠を F 1，F 3 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、711.2mm, 558.8mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	711.2	12.7	700	0.36939	□	□	□
D 4	558.8	12.7	550	0.22346	□	□	□

(2) 継手

F 1 : 723.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 3 : 571.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部 ～ B-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	723.8 / 711.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部と B-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として B, D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器, B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B, D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器, B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器及び B-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 3, 継手の外径の設定根拠を F 1 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、711.2mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	711.2	12.7	700	0.36939	□	□	□

(2) 継手

F 1 : 723.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-原子炉補機冷却系サージタンク ～ B-原子炉補機冷却系サージタンク 出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	165.2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、B-原子炉補機冷却系サージタンクと B-原子炉補機冷却系サージタンク 出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として B-原子炉補機冷却系サージタンクにより原子炉補機冷却水の温度変化に伴う体積膨張、各部からの漏えい冷却水の補給及び B-原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保するための原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却系へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては B-原子炉補機冷却系サージタンクにより原子炉補機冷却水の温度変化に伴う体積膨張、各部からの漏えい冷却水の補給、B-原子炉補機冷却水ポンプ及び移動式代替熱交換設備淡水ポンプの押込圧力を確保するための原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却系へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 8 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 8 : 165.2mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mmとする。

名 称		A-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部 ～ A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	571.4 / 558.8
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部と A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として A、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器及び A-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 4，継手の外径の設定根拠を F 3 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、558.8mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	558.8	12.7	550	0.22346	□	□	□

(2) 継手

F 3 : 571.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部 ～ A-残留熱除去系熱交換器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	466.8 / 457.2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部と A-残留熱除去系熱交換器を接続する配管であり、設計基準対象施設として A、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 7，継手の外径の設定根拠を F 5 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、457.2mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	457.2	9.5	450	0.15081	□	□	□

(2) 継手

F 5 : 466.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-残留熱除去系熱交換器 ～ A-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	457.2 / 558.8 / 571.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-残留熱除去系熱交換器と A-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として A-残留熱除去系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を A、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を A、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給、又は A-残留熱除去系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を移動式代替熱交換設備淡水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 4、D 7、継手の外径の設定根拠を F 3 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合は流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、558.8mm、457.2mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	558.8	12.7	550	0.22346	□	□	□
D 7	457.2	9.5	450	0.15081	□	□	□

(2) 継手

F 3 : 571.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部 ～ A-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	571.4 / 558.8
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部と A-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を A、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を A、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給、又は A-残留熱除去系熱交換器及び A-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を移動式代替熱交換設備淡水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 4、継手の外径の設定根拠を F 3 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、558.8mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	558.8	12.7	550	0.22346	□	□	□

(2) 継手

F 3 : 571.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部 ～ A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン 分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	571.4 / 558.8 / 406.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部と A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として A、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水を A-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，D 4，継手の外径の設定根拠を F 3 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合は流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4mm、558.8mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	12.7	400	0.11401	□	□*	□
D 4	558.8	12.7	550	0.22346	□	□	□

注記*：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で □ m/s）を下回るため問題ない。

(2) 継手

F 3 : 571.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部 ～ A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	318.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部と A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として A、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を A-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を A-燃料プール冷却系熱交換器へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水を A-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 9 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ，85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており，重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，318.5mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 9	318.5	10.3	300	0.06970	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

名 称		A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機出口ライン合流部 ～ A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機出口ライン合流部とA-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてA-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1 0として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ，85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は，本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており，重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合は流量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 0	355.6	11.1	350	0.08730	□	□	□

名 称		A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部 ～ A-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	355.6 / 371.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部とA-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてA-燃料プール冷却系熱交換器及びA-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-燃料プール冷却系熱交換器及びA-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給、又はA-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を移動式代替熱交換設備淡水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1 0、D 1 1、継手の外径の設定根拠をF 6として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ，85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は，本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており，重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合は流量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 0	355.6	11.1	350	0.08730	□	□	□
D 1 1	355.6	11.1	350	0.08730	□	□	□

(2) 継手

F 6 : 371.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部 ～ A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部とA-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）入口ライン分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてA、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水をA-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水をA-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1 2として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ，85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており，重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 2	267.4	9.3	250	0.04862	□	□	□

名 称		A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列） 入口ライン分岐部 ～ A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列） 入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）入口ライン分岐部とA-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列）入口ライン分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてA、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水をA-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水をA-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1 2として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ，85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており，重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 2	267.4	9.3	250	0.04862	□	□	□

名 称		A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列） 入口ライン分岐部 ～ A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	216.3
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列）入口ライン分岐部と A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として A、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 3 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ，85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は，本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており，重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合は流量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，216.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 3	216.3	8.2	200	0.03138	□	□	□

名 称		A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列） 入口ライン分岐部 ～ A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	139.8
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）入口ライン分岐部とA-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）を接続する配管であり、設計基準対象施設としてA、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水をA-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水をA-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1 4として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ，85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており，重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，139.8 mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 4	139.8	6.6	125	0.01259	□	□	□

名 称		A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列） 入口ライン分岐部 ～ A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列）
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	139.8
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列）入口ライン分岐部とA-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列）を接続する配管であり、設計基準対象施設としてA、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水をA-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水をA-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1 4として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ，85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は，本外径を使用する区間の最大流量本配管を重大事故等時において使用する場合は，本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており，重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合は流量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，139.8mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 4	139.8	6.6	125	0.01259	□	□	□

名 称		A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器 ～ A-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	°C	85
外 径	mm	216.3
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器とA-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設としてA、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水をA-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 3 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ，85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は，本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており，重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合は流量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，216.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 3	216.3	8.2	200	0.03138	□	□	□

名 称		A-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器 ～ A-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口ライン 合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	216.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器とA-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてA-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1 3として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ，85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は，本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており，重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合は流量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，216.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 3	216.3	8.2	200	0.03138	□	□	□

名 称		A-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口ライン合流部 ～ A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	—
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口ライン合流部とA-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてA-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

名 称		A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列） 出口ライン合流部 ～ A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機出口ライン 合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）出口ライン合流部とA-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてA-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1 2として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ，85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は，本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており，重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合は流量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 2	267.4	9.3	250	0.04862	□	□	□

名 称		A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器 (R列) ～ A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器 (R列) 出口ラインレギュレーサ
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	139.8
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器 (R列) とA-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器 (R列) 出口ラインレギュレーサを接続する配管であり、設計基準対象施設としてA-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1 4として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ，85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており，重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，139.8 mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 4	139.8	6.6	125	0.01259	□	□	□

名 称		A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列） 出口ラインレギュレーサ ～ A-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口ライン 合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列）出口ラインレギュレーサとA-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてA-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1 2として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ，85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており，重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 2	267.4	9.3	250	0.04862	□	□	□

名 称		A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列） ～ A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列） 出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	139.8
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）とA-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてA-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1 4として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ，85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており，重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，139.8 mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 4	139.8	6.6	125	0.01259	□	□	□

名 称	A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン 分岐部 ～ A-燃料プール冷却系熱交換器	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4 / 216.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部とA-燃料プール冷却系熱交換器を接続する配管であり、設計基準対象施設としてA、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水をA-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水をA-燃料プール冷却系熱交換器へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水をA-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1 5、D 1 6として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ，85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は，本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており，重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合は流量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，267.4mm，216.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 5	267.4	9.3	250	0.04862	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 1 6	216.3	8.2	200	0.03138	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

名 称		A-燃料プール冷却系熱交換器 ～ A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	216.3 / 267.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-燃料プール冷却系熱交換器とA-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてA-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給、又はA-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を移動式代替熱交換設備淡水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1 5、D 1 6として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C


設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ，85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は，本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており，重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合は流量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，267.4mm，216.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 5	267.4	9.3	250	0.04862			
D 1 6	216.3	8.2	200	0.03138			

名 称		B-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部 ～ B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	571.4 / 558.8
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部とB-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてB、D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水をB-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及びB-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B、D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器及び B-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 4，継手の外径の設定根拠を F 3 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、558.8mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	558.8	12.7	550	0.22346	□	□	□

(2) 継手

F 3 : 571.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部 ～ B-残留熱除去系熱交換器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	466.8 / 457.2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部とB-残留熱除去系熱交換器を接続する配管であり、設計基準対象施設としてB、D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水をB-残留熱除去系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B、D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水をB-残留熱除去系熱交換器へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水をB-残留熱除去系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 7、継手の外径の設定根拠をF 5として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、457.2mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	457.2	9.5	450	0.15081	□	□	□

(2) 継手

F 5 : 466.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-残留熱除去系熱交換器 ～ B-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	457.2 / 558.8 / 571.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、B-残留熱除去系熱交換器とB-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてB-残留熱除去系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水をB、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水をB、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給、又はB-残留熱除去系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を移動式代替熱交換設備淡水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 4、D 7、継手の外径の設定根拠をF 3として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設定根拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、558.8mm、457.2mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	558.8	12.7	550	0.22346			
D 7	457.2	9.5	450	0.15081			

(2) 継手

F 3 : 571.4 mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部 ～ B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側）
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	571.4 / 558.8
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、B-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部とB-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側）を接続する配管であり、設計基準対象施設としてB-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及びB-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をB、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及びB-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をB、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給、又はB-残留熱除去系熱交換器及びB-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を移動式代替熱交換設備淡水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 4、継手の外径の設定根拠をF 3として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、558.8mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	558.8	12.7	550	0.22346	□	□	□

(2) 継手

F 3 : 571.4 mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側） ～ B-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	558.8 / 571.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側）とB-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてB-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及びB-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をB、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及びB-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をB、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 4、継手の外径の設定根拠をF 3として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ，85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており，重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，558.8mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	558.8	12.7	550	0.22346	□	□	□

(2) 継手

F 3 : 571.4 mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部 ～ B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン 分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	571.4 / 558.8 / 457.2 / 466.8
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部とB-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてB、D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水をB-燃料プール冷却系熱交換器及びB-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B、D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-燃料プール冷却系熱交換器及びB-非常用ディーゼル発電設備へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水を B-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 4、D 7、継手の外径の設定根拠をF 3、F 5として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C







設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、558.8mm、457.2mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	558.8	12.7	550	0.22346			
D 7	457.2	9.5	450	0.15081			

(2) 継手

F 3 : 571.4 mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 5 : 466.8 mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン 分岐部 ～ B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物南 側）
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	466.8 / 457.2 / 406.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部とB-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物南側）を接続する配管であり、設計基準対象施設としてB、D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水をB-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B、D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-燃料プール冷却系熱交換器へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水を B-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，D 6，D 7，継手の外径の設定根拠を F 5 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4 mm, 457.2mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	12.7	400	0.11401	□	□*	□
D 6	406.4	12.7	400	0.11401	□	□	□
D 7	457.2	9.5	450	0.15081	□	□	□

注記* : 当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速(炭素鋼で □m/s)を下回るため問題ない。

(2) 継手

F 5 : 466.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物南側） ～ 原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部（胴側）
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	406.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物南側）と原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部（胴側）を接続する配管であり、設計基準対象施設としてB、D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水をB-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B、D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-燃料プール冷却系熱交換器へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水を B-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4 mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	12.7	400	0.11401	□	□*	□

注記*：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で □ m/s）を下回るため問題ない。

名 称		原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部（胴側） ～ B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン 分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	406.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部（胴側）とB-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてB、D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水をB-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B、D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-燃料プール冷却系熱交換器へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水を B-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4 mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	12.7	400	0.11401	□	□*	□

注記*：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で □ m/s）を下回るため問題ない。

名 称		B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機出口ライン合流部 ～ B-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	457.2 / 466.8
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機出口ライン合流部とB-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてB-燃料プール冷却系熱交換器及びB-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をB、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-燃料プール冷却系熱交換器及びB-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をB、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給、又はB-残留熱除去系熱交換器及びB-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を移動式代替熱交換設備淡水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 7、継手の外径の設定根拠をF 5として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、457.2 mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	457.2	9.5	450	0.15081	□	□	□

(2) 継手

F 5 : 466.8 mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部 ～ B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	277.4 / 267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部と B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）入口ライン分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として B、D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B、D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 5，D 1 7，継手の外径の設定根拠を F 7 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 5	267.4	9.3	250	0.04862	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 1 7	267.4	9.3	250	0.04862	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

(2) 継手

F 7 : 277.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）入口ライン分岐部 ～ B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列）入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）入口ライン分岐部とB-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列）入口ライン分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてB、D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水をB-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B、D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水をB-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1 5として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 5	267.4	9.3	250	0.04862	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

名 称		B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列） 入口ライン分岐部 ～ B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	216.3

【設 定 根 拠】

(概 要)

本配管は、B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列）入口ライン分岐部と B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として B、D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。

重大事故等対処設備としては、B、D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。

本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 6 として下記に示す。

原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。

1. 最高使用圧力の設定根拠

P 1 : 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合はの流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 6	216.3	8.2	200	0.03138	□	□	□

名 称		B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列） 入口ライン分岐部 ～ B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	139.8

【設 定 根 拠】

(概 要)

本配管は、B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）入口ライン分岐部と B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）を接続する配管であり、設計基準対象施設として B、D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。

重大事故等対処設備としては、B、D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。

本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 4 として下記に示す。

原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。

1. 最高使用圧力の設定根拠

P 1 : 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、139.8mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 4	139.8	6.6	125	0.01259	□	□	□

名 称		B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器 (R列) 入口ライン分岐部 ～ B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器 (R列)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	139.8

【設 定 根 拠】

(概 要)

本配管は、B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器 (R列) 入口ライン分岐部と B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器 (R列) を接続する配管であり、設計基準対象施設として B、D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。

重大事故等対処設備としては、B、D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。

本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 4 として下記に示す。

原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。

1. 最高使用圧力の設定根拠

P 1 : 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、139.8mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 4	139.8	6.6	125	0.01259	□	□	□

名 称		B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器 ～ B-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	216.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器と B-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として B、D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B、D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 3 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 85℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 3	216.3	8.2	200	0.03138	□	□	□

名 称		B-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器 ～ B-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器 出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	216.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器と B-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 6 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 6	216.3	8.2	200	0.03138	□	□	□

名 称		B-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器 出口ライン合流部 ～ B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器 (L 列) 出 口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	—
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口ライン合流部と B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器 (L 列) 出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B, D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B, D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 1は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

名 称		B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）出口ライン合流部 ～ B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物南側）
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）出口ライン合流部と B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物南側）を接続する配管であり、設計基準対象施設として B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 5 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 5	267.4	9.3	250	0.04862	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

名 称		B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物南側） ～ B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器 出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4 / 277.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物南側）と B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給、又は B-残留熱除去系熱交換器及び B-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を移動式代替熱交換設備淡水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 5，D 1 7，D 1 8，継手の外径の設定根拠を F 7 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 5	267.4	9.3	250	0.04862	□	□	□
D 1 7	267.4	9.3	250	0.04862	□	□	□
D 1 8	267.4	9.3	250	0.04862	□	□	□

(2) 継手

F 7 : 277.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器 出口ライン合流部 ～ B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機出口ライン合 流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	466.8 / 457.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部と B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてB-燃料プール冷却系熱交換器及びB-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給、又は B-残留熱除去系熱交換器及び B-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を移動式代替熱交換設備淡水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 7，継手の外径の設定根拠を F 5 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、457.2mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	457.2	9.5	450	0.15081	□	□	□

(2) 継手

F 5 : 466.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器 (R列) ～ B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器 (R列) 出口ラインレジューサ
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	139.8
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器 (R列) と B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器 (R列) 出口ラインレジューサを接続する配管であり、設計基準対象施設として B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 4 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、139.8mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 4	139.8	6.6	125	0.01259	□	□	□

名 称		B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列） 出口ラインレギュレーサ ～ B-非常用ディーゼル発電設備 1次水冷却器出口ライン合 流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列）出口ラインレギュレーサとB-非常用ディーゼル発電設備 1次水冷却器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてB-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をB、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をB、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1 2として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 2	267.4	9.3	250	0.04862	□	□	□

名 称		B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列） ～ B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列） 出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	139.8
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）とB-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてB-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をB、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をB、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1 4として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、139.8mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 4	139.8	6.6	125	0.01259	□	□	□

名 称		B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部 ～ B-燃料プール冷却系熱交換器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4 / 216.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部と B-燃料プール冷却系熱交換器を接続する配管であり、設計基準対象施設として B, D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を B-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B, D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-燃料プール冷却系熱交換器へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水を B-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 1 2, D 1 3 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm、216.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 2	267.4	9.3	250	0.04862	□	□	□
D 1 3	216.3	8.2	200	0.03138	□	□	□

名 称		B-燃料プール冷却系熱交換器 ～ 原子炉浄化系補助熱交換器出口ライン合流部（胴側）
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	216.3 / 267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-燃料プール冷却系熱交換器と原子炉浄化系補助熱交換器出口ライン合流部（胴側）を接続する配管であり、設計基準対象施設として B-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を B、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を B、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給、又は B-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を移動式代替熱交換設備淡水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 1 5、D 1 6 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合はの流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm、216.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 5	267.4	9.3	250	0.04862	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 1 6	216.3	8.2	200	0.03138	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

名 称		原子炉浄化系補助熱交換器出口ライン合流部（胴側） ～ B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	457.2 / 355.6 / 466.8
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、原子炉浄化系補助熱交換器出口ライン合流部（胴側）と B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として B-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を B, D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を B, D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給、又は B-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を移動式代替熱交換設備淡水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 7, D 1 0, 継手の外径の設定根拠を F 5 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、457.2mm、355.6mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	457.2	9.5	450	0.15081	□	□	□
D 1 0	355.6	11.1	350	0.08730	□	□	□

(2) 継手

F 5 : 466.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その1)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉補機冷却系 A, C-原子炉補機冷却水ポンプ ～ A-1, A-2, A-3 原子炉補機冷却系 熱交換器	1.37	P 1	85	T 1	406.4	D 1
					406.4	—
					508.0 /406.4	—
					508.0	D 2
					508.0	—
					711.2 /508.0	—
					711.2	D 3
					723.8	F 1
					517.6	F 2
					711.2	—
					711.2 /558.8	—
					558.8	D 4
					571.4	F 3
					558.8 /406.4	—
					406.4 /406.4 /406.4	—
406.4	—					
419.0	F 4					
406.4	D 5					
A-1 原子炉補機冷却系熱交換器 ～ A-1 原子炉補機冷却系熱交換器 出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	406.4 /406.4 /406.4	—
					406.4	—
					406.4	D 1
					406.4	—
					406.4	D 5
419.0	F 4					

S2 補 VI-1-1-5-3 R1

表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その2)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
原子炉補機冷却系	A-2 原子炉補機冷却系熱交換器 ～ A-2 原子炉補機冷却系熱交換器 出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	406.4	—
						/406.4	—
						/406.4	—
						406.4	D 1
						406.4	—
						419.0	F 4
	A-3 原子炉補機冷却系熱交換器 ～ A-原子炉補機代替冷却供給ラ イン合流部 (原子炉建物西側)	1.37	P 1	85	T 1	406.4	—
						/406.4	—
						/406.4	—
						406.4	D 1
						406.4	D 6
	A-原子炉補機代替冷却供給ラ イン合流部 (原子炉建物西側) ～ A-2 原子炉補機冷却系熱交換器 出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	406.4	—
/406.4						—	
/406.4						D 6	
558.8						—	
/406.4						D 4	
A-2 原子炉補機冷却系熱交換器 出口ライン合流部 ～ A-1 原子炉補機冷却系熱交換器 出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	571.4	F 3	
					558.8	D 4	
					711.2	—	
					/558.8	D 3	
					711.2	F 1	

S2 補 VI-1-1-5-3 R1

表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その3)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉補機冷却系	A-1 原子炉補機冷却系熱交換器 出口ライン合流部 ～ A-残留熱除去系熱交換器入口 ライン分岐部	1.37	P 1	85	T 1	723.8	F 1
	711.2					D 3	
	711.2					—	
	A-残留熱除去系熱交換器出口 ライン合流部 ～ A-原子炉補機冷却系サージタ ンク出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	723.8	F 1
	723.8					F 1	
	711.2					D 3	
	A-原子炉補機冷却系サージタ ンク出口ライン合流部 ～ A-原子炉補機冷却水ポンプ入 口ライン分岐部	1.37	P 1	85	T 1	723.8	F 1
	711.2					D 3	
	711.2					—	
	A-原子炉補機冷却水ポンプ入 口ライン分岐部 ～ A-原子炉補機代替冷却戻りラ イン分岐部 (原子炉建物西側)	1.37	P 1	85	T 1	517.6	F 2
	508.0					D 2	
	508.0 /508.0 /267.4					—	
	A-原子炉補機代替冷却戻りラ イン分岐部 (原子炉建物西側) ～ A-原子炉補機冷却水ポンプ	1.37	P 1	85	T 1	508.0	D 2
	508.0					—	
	508.0 /457.2 457.2					—	
	457.2	D 7					
	A-原子炉補機冷却水ポンプ入 口ライン分岐部 ～ C-原子炉補機冷却水ポンプ	1.37	P 1	85	T 1	723.8	F 1
	711.2					D 3	
711.2	—						
508.0 /508.0	D 2						
508.0	—						

S2 補 VI-1-1-5-3 R1

表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その4)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
原子炉補機冷却系	(前頁からの続き)	1.37	P 1	85	T 1	508.0 /457.2	—
						457.2	—
						457.2	D 7
	A-原子炉補機冷却系サージタンク ～ A-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	165.2	D 8
						165.2	—
						165.2	—
	B-残留熱除去系熱交換器出口 ライン合流部 ～ B-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	723.8	F 1
						711.2	D 3
						711.2	—
	B-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部 ～ B, D-原子炉補機冷却水ポンプ	1.37	P 1	85	T 1	711.2	D 3
						711.2	—
						723.8	F 1
						517.6	F 2
						508.0	D 2
						508.0	—
						508.0 /457.2	—
						457.2	—
						457.2	D 7
						711.2 /508.0	—
	B, D-原子炉補機冷却水ポンプ ～ B-1, B-2, B-3 原子炉補機冷却系熱交換器	1.37	P 1	85	T 1	406.4	D 1
						406.4	—
						508.0 /406.4	—
						508.0	D 2
						508.0	—
	711.2 /508.0	—					

S2 補 VI-1-1-5-3 R1

表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その5)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉補機冷却系	(前頁からの続き)	1.37	P 1	85	T 1	711.2	D 3
						723.8	F 1
						517.6	F 2
						711.2	—
						711.2 /558.8	—
						558.8	D 4
						571.4	F 3
						558.8 /406.4	—
						406.4 /406.4 /406.4	—
						406.4	—
						419.0	F 4
						406.4	D 5
B-1 原子炉補機冷却系熱交換器 ～ B-1 原子炉補機冷却系熱交換器 出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	406.4 /406.4 /406.4	—	
					406.4	—	
					406.4	D 1	
					406.4	—	
					406.4	D 5	
					419.0	F 4	
B-2 原子炉補機冷却系熱交換器 ～ B-2 原子炉補機冷却系熱交換器 出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	406.4 /406.4 /406.4	—	
					406.4	—	
					406.4	D 1	
					406.4	—	
					406.4	D 5	
					419.0	F 4	

S2 補 VI-1-1-5-3 R1

表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その6)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉補機冷却系	B-3 原子炉補機冷却系熱交換器 ～ B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部 (原子炉建物西側)	1.37	P 1	85	T 1	406.4	—
	/406.4					—	
	406.4					—	
	406.4					D 1	
	B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部 (原子炉建物西側) ～ B-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	406.4	—
	/406.4					—	
	/267.4					—	
	406.4					D 1	
	B-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部 ～ B-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	558.8	—
	/406.4					—	
	558.8					D 4	
	571.4					F 3	
	B-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部 ～ B-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	571.4	F 3
	558.8					D 4	
	711.2					—	
	/558.8					—	
B-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部 ～ B-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部	1.37	P 1	85	T 1	711.2	D 3	
711.2					D 3		
723.8					F 1		
B-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部 ～ B-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部	1.37	P 1	85	T 1	723.8	F 1	
711.2					D 3		
711.2					—		

S2 補 VI-1-1-5-3 R1

表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その7)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉補機冷却系	B-原子炉補機冷却系サージタンク ～ B-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	165.2	D 8
						165.2	—
						165.2	—
						194.0	—
	A-残留熱除去系熱交換器入口 ライン分岐部 ～ A-燃料プール冷却系熱交換器 入口ライン分岐部	1.37	P 1	85	T 1	571.4	F 3
						558.8	D 4
						558.8	—
	A-燃料プール冷却系熱交換器 入口ライン分岐部 ～ A-残留熱除去系熱交換器	1.37	P 1	85	T 1	466.8	F 5
						457.2	D 7
						457.2	—
	A-残留熱除去系熱交換器 ～ A-燃料プール冷却系熱交換器 出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	457.2	D 7
						457.2	—
						558.8 /457.2	—
						558.8	D 4
A-燃料プール冷却系熱交換器 出口ライン合流部 ～ A-残留熱除去系熱交換器出口 ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	571.4	F 3	
					558.8	D 4	
					558.8	—	

S2 補 VI-1-1-5-3 RI

表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その 8)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉補機冷却系	A-燃料プール冷却系熱交換器 入口ライン分岐部 ～ A-非常用ディーゼル発電設備 潤滑油冷却器入口ライン分岐 部	1.37	P 1	85	T 1	571.4	F 3
						558.8	D 4
						558.8	—
						/406.4	—
						406.4	D 1
						406.4	—
	A-非常用ディーゼル発電設備 潤滑油冷却器入口ライン分岐 部 ～ A-中央制御室空調換気設備冷 却水系冷凍機入口ライン分岐 部	1.37	P 1	85	T 1	406.4	—
						/318.5	—
						318.5	D 9
						318.5	—
	A-中央制御室空調換気設備冷 却水系冷凍機出口ライン合流 部 ～ A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器出口ライン 合流部	1.37	P 1	85	T 1	355.6	—
						/355.6	—
						/—	—
	A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器出口ライン 合流部 ～ A-燃料プール冷却系熱交換器出 口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	355.6	D 1 0
						355.6	—
						355.6	—
355.6						D 1 1	
371.4						F 6	

S2 補 VI-1-1-5-3 R1

表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その9)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子 炉 補 機 冷 却 系	A-非常用ディーゼル発電設備 潤滑油冷却器入口ライン分岐 部	1.37	P 1	85	T 1	406.4	—
	/267.4						
	267.4					D 1 2	
	267.4					—	
	A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器 (L列) 入 口ライン分岐部					267.4	—
					/267.4		
					/139.8		
	A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器 (L列) 入 口ライン分岐部	1.37	P 1	85	T 1	267.4	D 1 2
	267.4						
	A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器 (R列) 入 口ライン分岐部					/267.4	—
						/139.8	
	A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器 (R列) 入 口ライン分岐部	1.37	P 1	85	T 1	267.4	—
267.4							
A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器 (R列) 入 口ライン分岐部					/216.3		
A-非常用ディーゼル発電設備 潤滑油冷却器					216.3	D 1 3	
A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器 (L列) 入 口ライン分岐部	1.37	P 1	85	T 1	139.8	D 1 4	
139.8							
A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器 (L列)					139.8	—	
A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器 (R列) 入 口ライン分岐部	1.37	P 1	85	T 1	139.8	D 1 4	
139.8							
A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器 (R列)					139.8	—	

S2 補 VI-1-1-5-3 R1

表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その10)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子 炉 補 機 冷 却 系	A-非常用ディーゼル発電設備 潤滑油冷却器 ～ A-非常用ディーゼル発電設備 1次水冷却器	1.37	P 1	85	T 1	216.3	D 1 3
	216.3					—	
	A-非常用ディーゼル発電設備 1次水冷却器 ～ A-非常用ディーゼル発電設備 1次水冷却器出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	216.3	D 1 3
	216.3					—	
	A-非常用ディーゼル発電設備 1次水冷却器出口ライン合流部 ～ A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器 (L列) 出 口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	267.4	—
	/267.4 /216.3						
	A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器 (L列) 出 口ライン合流部 ～ A-中央制御室空調換気設備冷 却水系冷凍機出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	267.4	—
	/267.4 /139.8						
	267.4					D 1 2	
	267.4					—	
267.4 /267.4 /267.4	—						
355.6 /267.4	—						

S2 補 VI-1-1-5-3 R1

表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その 1 1)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
原子 炉 補 機 冷 却 系	A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器 (R列)	1.37	P 1	85	T 1	139.8	D 1 4
	～ A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器 (R列) 出 口ラインレジューサ					139.8	—
	A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器 (R列) 出 口ラインレジューサ	1.37	P 1	85	T 1	267.4	—
	～ A-非常用ディーゼル発電設備 1次水冷却器出口ライン合流部					/139.8	D 1 2
	A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器 (L列)	1.37	P 1	85	T 1	139.8	D 1 4
	～ A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器 (L列) 出 口ライン合流部					139.8	—
	A-中央制御室空調換気設備冷 却水系冷凍機入口ライン分岐 部	1.37	P 1	85	T 1	267.4	D 1 5
	～ A-燃料プール冷却系熱交換器					267.4	—
						/267.4	—
						/—	—
						267.4	—
		/216.3	D 1 6				

表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その1 2)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
A-燃料プール冷却系熱交換器 ～ A-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器出口ライン合流 部	1.37	P 1	85	T 1	216.3	D 1 6
					216.3	—
					267.4	—
					/216.3	—
					267.4	—
					/267.4	—
					/—	—
B-残留熱除去系熱交換器入口ラ イン分岐部 ～ B-燃料プール冷却系熱交換器入 口ライン分岐部	1.37	P 1	85	T 1	571.4	F 3
					558.8	D 4
					558.8	—
B-燃料プール冷却系熱交換器入 口ライン分岐部 ～ B-残留熱除去系熱交換器	1.37	P 1	85	T 1	466.8	F 5
					457.2	D 7
					457.2	—
B-残留熱除去系熱交換器 ～ B-燃料プール冷却系熱交換器出 口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	457.2	D 7
					457.2	—
					558.8	—
					/457.2	—
					558.8	D 4
B-燃料プール冷却系熱交換器出 口ライン合流部 ～ B-原子炉補機代替冷却戻りライ ン分岐部 (原子炉建物西側)	1.37	P 1	85	T 1	571.4	F 3
					558.8	D 4
					558.8	—
					/558.8	—
					/406.4	—

S2 補 VI-1-1-5-3 R1

表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その13)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉補機冷却系	B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部 (原子炉建物西側)	1.37	P 1	85	T 1	558.8	D 4
	～					558.8	—
	B-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部					571.4	F 3
	B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部	1.37	P 1	85	T 1	571.4	F 3
	～					558.8	D 4
	B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部					/457.2	—
						457.2	D 7
						457.2	—
						466.8	F 5
	B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部	1.37	P 1	85	T 1	466.8	F 5
	～					457.2	D 7
	B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部 (原子炉建物南側)					/406.4	—
						406.4	—
						406.4	D 1
		406.4	D 6				
	B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部 (原子炉建物南側)	1.37	P 1	85	T 1	406.4	—
	～					/267.4	—
原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部 (胴側)	406.4					D 1	
	406.4					—	
	406.4					—	
	/406.4	—					
	/—	—					

S2 補 VI-1-1-5-3 R1

表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その 1 4)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
原子炉補機冷却系	原子炉浄化系補助熱交換器入口 ライン分岐部 (胴側) ～ B-中央制御室空調換気設備冷却 水系冷凍機入口ライン分岐部	1.37	P 1	85	T 1	406.4	D 1
						406.4	—
						406.4	—
	B-中央制御室空調換気設備冷却 水系冷凍機出口ライン合流部 ～ B-燃料プール冷却系熱交換器出 口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	/—	—
						/406.4	—
						457.2	D 7
	B-非常用ディーゼル発電設備潤 滑油冷却器入口ライン分岐部 ～ B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器 (L列) 入口ラ イン分岐部	1.37	P 1	85	T 1	457.2	—
						466.8	F 5
						277.4	F 7
	B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器 (L列) 入口ラ イン分岐部 ～ B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器 (R列) 入口ラ イン分岐部	1.37	P 1	85	T 1	267.4	F 7
						267.4	D 1 7
						267.4	D 1 5
	B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器 (R列) 入口ラ イン分岐部 ～ B-非常用ディーゼル発電設備潤 滑油冷却器	1.37	P 1	85	T 1	267.4	—
						/267.4	—
						/139.8	—
B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器 (R列) 入口ラ イン分岐部 ～ B-非常用ディーゼル発電設備潤 滑油冷却器	1.37	P 1	85	T 1	267.4	D 1 5	
					267.4	—	
					/267.4	—	
					/139.8	—	
					267.4	—	
					/216.3	—	
					216.3	D 1 6	

S2 補 VI-1-1-5-3 R1

表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その15)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子 炉 補 機 冷 却 系	B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器 (L列) 入口ラ イン分岐部 ～ B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器 (L列)	1.37	P 1	85	T 1	139.8	D 1 4
	139.8					—	
	B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器 (R列) 入口ラ イン分岐部 ～ B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器 (R列)	1.37	P 1	85	T 1	139.8	D 1 4
	139.8					—	
	B-非常用ディーゼル発電設備潤 滑油冷却器 ～ B-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器	1.37	P 1	85	T 1	216.3	D 1 3
	216.3					—	
	B-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器 ～ B-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	216.3	D 1 6
	216.3					—	
	B-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口ライン合流部 ～ B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器 (L列) 出口ラ イン合流部	1.37	P 1	85	T 1	267.4 /267.4 /216.3	—

S2 補 VI-1-1-5-3 R1

表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その16)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉補機冷却系	B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器 (L列) 出口ラ イン合流部 ～ B-原子炉補機代替冷却戻りライ ン分岐部 (原子炉建物南側)	1.37	P 1	85	T 1	267.4	—
	/267.4						
	/139.8						
	267.4						
	B-原子炉補機代替冷却戻りライ ン分岐部 (原子炉建物南側)	267.4	—				
		/267.4					
	B-原子炉補機代替冷却戻りライ ン分岐部 (原子炉建物南側) ～ B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器出口ライン合流 部	1.37	P 1	85	T 1	267.4	D 1 5
						/267.4	
						/267.4	
						267.4	
						267.4	
						267.4	
	B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器出口ライン合流 部	1.37	P 1	85	T 1	267.4	D 1 8
						267.4	D 1 5
						267.4	—
	B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器出口ライン合流 部	1.37	P 1	85	T 1	267.4	D 1 7
267.4						—	
277.4						F 7	
B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器出口ライン合流 部 ～ B-中央制御室空調換気設備冷却 水系冷凍機出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	466.8	F 5	
					457.2	D 7	
					457.2	—	
B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器 (R列) ～ B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器 (R列) 出口ラ インレジャーサ	1.37	P 1	85	T 1	139.8	D 1 4	
					139.8	—	
B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器 (R列) 出口ラ インレジャーサ ～ B-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	267.4	—	
					/139.8		
267.4	D 1 2						

表 7.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その 17)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉補機冷却系	B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器 (L列)	1.37	P 1	85	T 1	139.8	D 1 4
	～ B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器 (L列) 出口ラ イン合流部					139.8	—
	B-中央制御室空調換気設備冷却 水系冷凍機入口ライン分岐部 ～ B-燃料プール冷却系熱交換器	1.37	P 1	85	T 1	406.4	—
						/267.4	D 1 2
						267.4	—
						/267.4	—
	B-燃料プール冷却系熱交換器 ～ 原子炉浄化系補助熱交換器出口 ライン合流部 (胴側)	1.37	P 1	85	T 1	267.4	—
						/216.3	—
						267.4	—
						/267.4	—
						/—	D 1 5
						267.4	—
	原子炉浄化系補助熱交換器出口 ライン合流部 (胴側) ～ B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器出口ライン合流 部	1.37	P 1	85	T 1	355.6	—
						/355.6	—
						/—	D 1 0
355.6						—	
355.6						—	
/355.6						—	
457.2	D 7						
466.8	F 5						

名 称		原子炉補機海水ポンプ ～ 原子炉補機海水ストレーナ
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	508.0 / 711.2 / 720.8 / 517.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉補機海水ポンプと原子炉補機海水ストレーナを接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1，D 2，D 3，継手の外径の設定根拠をF 1，F 2として下記に示す。</p> <p>原子炉補機海水系主配管の設計仕様を表 7.1-2 原子炉補機海水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機海水ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPaとする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉補機冷却系熱交換器管側出口冷却水の最高温度に合わせ、40°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、40°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0 mm, 711.2mmとする。

なお、原子炉補機海水系主配管については、D 1～D 3 ライニングの厚さ：mm を考慮して流速を算出する。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	508.0	9.5	500	0.18627	<input type="text"/> *1	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 2	711.2	9.5	700	0.37414	<input type="text"/> *2	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 3	711.2	9.5	700	0.37414	<input type="text"/> *2	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*1：原子炉補機海水ポンプの定格流量

*2：原子炉補機海水ポンプ 2 台分の定格流量

(2) 継手

F 1 : 720.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 2 : 517.6mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		原子炉補機海水ストレーナ ～ 原子炉補機冷却系熱交換器
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	711.2 / 720.8 / 558.8 / 568.4 / 457.2 / 466.8
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉補機海水ストレーナと原子炉補機冷却系熱交換器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 4，D 5，D 6，継手の外径の設定根拠をF 1，F 3，F 4として下記に示す。</p> <p>原子炉補機海水系主配管の設計仕様を表 7.1-2 原子炉補機海水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機海水ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPaとする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40℃

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉補機冷却系熱交換器管側出口冷却水の最高温度に合わせ、40℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、40℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、711.2mm, 558.8mm, 457.2mm とする。

なお、原子炉補機海水系主配管については、D 4～D 6 ライニングの厚さ：mm を考慮して流速を算出する。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	711.2	9.5	700	0.37414	<input type="text"/> *1	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 5	558.8	9.5	550	0.22716	<input type="text"/> *2	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 6	457.2	9.5	450	0.14944	<input type="text"/> *3	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*1：原子炉補機海水ポンプ 2 台分の定格流量

*2：原子炉補機海水ポンプ 2 台分の定格流量の 2/3

*3：原子炉補機海水ポンプ 2 台分の定格流量の 1/3

【設 定 根 拠】（続き）

(2) 継手

F 1 : 720.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 3 : 568.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 4 : 466.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-1, A-2, A-3 原子炉補機冷却系熱交換器 ～ 高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	457.2 / 558.8 / 711.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-1, A-2, A-3 原子炉補機冷却系熱交換器と高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機海水ポンプにより原子炉補機冷却系熱交換器にて熱交換した海水を放水槽へ送水するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機海水ポンプにより原子炉補機冷却系熱交換器にて熱交換した海水を放水槽へ送水するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 7, D 8, D 9, D 10 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機海水系主配管の設計仕様を表 7.1-2 原子炉補機海水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機海水ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPa とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40℃

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉補機冷却系熱交換器管側出口冷却水の最高温度に合わせ、40℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、40℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、457.2mm、558.8mm、711.2mm とする。

なお、原子炉補機海水系主配管については、D 7～D 10 ライニングの厚さ：mm を考慮して流速を算出する。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	457.2	9.5	450	0.14944	<input type="text"/> *1	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 8	558.8	9.5	550	0.22716	<input type="text"/> *2	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 9	711.2	9.5	700	0.37414	<input type="text"/> *3	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 10	711.2	9.5	700	0.37414	<input type="text"/> *4	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*1：原子炉補機海水ポンプ 2 台分の定格流量の 1/3

*2：原子炉補機海水ポンプ 2 台分の定格流量の 2/3

*3：原子炉補機海水ポンプ 2 台分及び高圧炉心スプレー補機海水ポンプの定格流量

*4：原子炉補機海水ポンプ 2 台分の定格流量

名 称		高压炉心スプレイ補機冷却系熱交換器出口ライン合流部 ～ 放水槽
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	711.2/839.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、高压炉心スプレイ補機冷却系熱交換器出口ライン合流部と放水槽を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機海水ポンプにより原子炉補機冷却系熱交換器にて熱交換した海水を放水槽へ送水、又は高压炉心スプレイ補機海水ポンプにより高压炉心スプレイ補機冷却系熱交換器にて熱交換した海水を放水槽へ送水するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機海水ポンプにより原子炉補機冷却系熱交換器にて熱交換した海水を放水槽へ送水、又は高压炉心スプレイ補機海水ポンプにより高压炉心スプレイ補機冷却系熱交換器にて熱交換した海水を放水槽へ送水するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 9，D 1 1，D 1 5，継手の外径の設定根拠を F 5 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷海水系主配管の設計仕様を表 7.1-2 原子炉補機海水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機海水ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPa とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉補機冷却系熱交換器管側出口冷却水の最高温度に合わせ、40°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、40°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合はの流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、711.2mmとする。

なお、原子炉補機海水系主配管については、D 9, D 1 1, D 1 5 ライニングの厚さ: mm を考慮して流速を算出する。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 9	711.2	9.5	700	0.37414	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 1 1	711.2	9.5	700	0.37414	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 1 5	711.2	12.0	700	0.36874	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記* : 原子炉補機海水ポンプ 2 台分及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの定格流量

(2) 継手

F 5 : 839.0 mm

伸縮継手の外径。

名 称		B-1, B-2, B-3 原子炉補機冷却系熱交換器 ～ 放水槽
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	457.2 / 558.8 / 711.2 / 839.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-1, B-2, B-3 原子炉補機冷却系熱交換器と放水槽を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機海水ポンプにより原子炉補機冷却系熱交換器にて熱交換した海水を放水槽へ送水するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機海水ポンプにより原子炉補機冷却系熱交換器にて熱交換した海水を放水槽へ送水するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 9, D 1 1, D 1 2, D 1 3, D 1 5, 継手の外径の設定根拠を F 5 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機海水系主配管の設計仕様を表 7.1-2 原子炉補機海水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機海水ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉補機冷却系熱交換器管側出口冷却水の最高温度に合わせ、40℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、40℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカ社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、711.2mm, 457.2mm, 558.8mm とする。

なお、原子炉補機海水系主配管については、D 9, D 1 1～D 1 3, D 1 5 ライニングの厚さ：mm を考慮して流速を算出する。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 9	711.2	9.5	700	0.37414	<input type="text"/> * ¹	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 1 1	711.2	9.5	700	0.37414	<input type="text"/> * ¹	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 1 2	457.2	9.5	450	0.14944	<input type="text"/> * ²	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 1 3	558.8	9.5	550	0.22716	<input type="text"/> * ³	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 1 5	711.2	12.0	700	0.36874	<input type="text"/> * ¹	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*1：原子炉補機海水ポンプ 2 台分及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの定格流量

*2：原子炉補機海水ポンプ 2 台分の定格流量の 1/3

*3：原子炉補機海水ポンプ 2 台分の定格流量の 2/3

(2) 継手

F 5 : 839.0 mm

伸縮継手の外径。

名 称		高压炉心スプレイ補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、高压炉心スプレイ補機冷却系熱交換器出口ライン合流部であり、設計基準対象施設として原子炉補機海水ポンプにより原子炉補機冷却系熱交換器にて熱交換した海水を放水槽へ送水、又は高压炉心スプレイ補機海水ポンプにより高压炉心スプレイ補機冷却系熱交換器にて熱交換した海水を放水槽へ送水するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機海水ポンプにより原子炉補機冷却系熱交換器にて熱交換した海水を放水槽へ送水、又は高压炉心スプレイ補機海水ポンプにより高压炉心スプレイ補機冷却系熱交換器にて熱交換した海水を放水槽へ送水するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1 4として下記に示す。</p> <p>原子炉補機海水系主配管の設計仕様を表 7.1-2 原子炉補機海水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機海水ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPaとする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40°C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉補機冷却系熱交換器管側出口冷却水の最高温度に合わせ、40°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、40°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4 mmとする。

なお、原子炉補機海水系主配管については、D 1 4 ライニングの厚さ： mm を考慮して流速を算出する。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 4	267.4	9.3	250	0.04630	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの定格流量

表 7.1-2 原子炉補機海水系主配管の設計仕様表 (その 1)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉補機海水ポンプ ～ 原子炉補機海水ストレーナ	0.98	P 1	40	T 1	558.8	—
					/508.0	—
					508.0	D 1
					508.0	—
					711.2	—
					/508.0	—
					711.2	D 2
					720.8	F 1
					711.2	—
					711.2	D 3
517.6	F 2					
原子炉補機海水ストレーナ ～ 原子炉補機冷却系熱交換器	0.98	P 1	40	T 1	711.2	D 4
					711.2	—
					720.8	F 1
					711.2	—
					/558.8	—
					558.8	D 5
					568.4	F 3
					558.8	—
					/457.2	—
					457.2	D 6
457.2	—					
466.8	F 4					
558.8	—					
A-1, A-2, A-3 原子炉補機冷却系 熱交換器 ～ 高圧炉心スプレイ補機冷却系熱 交換器出口ライン合流部	0.98	P 1	40	T 1	457.2	D 7
					457.2	—
					558.8	—
					/457.2	—
					558.8	D 8
					711.2	—
					/558.8	—
711.2	D 9					
711.2	—					
711.2	D 10					

S2 補 VI-1-1-5-3 R1

原子炉補機海水系

表 7.1-2 原子炉補機海水系主配管の設計仕様表 (その2)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉補機海水系	高圧炉心スプレイ補機冷却系 熱交換器出口ライン合流部 ～ 放水槽	0.98	P 1	40	T 1	711.2	D 9
						711.2	—
						711.2	D 1 5
						839.0	F 5
						711.2	D 9
						711.2	D 1 1
						711.2	—
						711.2 /711.2	—
						/—	—
	711.2	—					
	B-1, B-2, B-3 原子炉補機冷却系 熱交換器 ～ 放水槽	0.98	P 1	40	T 1	457.2	D 1 2
						457.2	—
						558.8 /457.2	—
						558.8	D 1 3
						711.2 /558.8	—
						711.2	D 9
						711.2	—
						711.2	D 1 5
						839.0	F 5
711.2						D 9	
711.2						D 1 1	
711.2	—						
711.2 /711.2 /—	—						
711.2	—						
高圧炉心スプレイ補機冷却系熱 交換器出口ライン合流部	0.98	P 1	40	T 1	267.4	D 1 4	

7.2 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）

名 称	高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	
容量（設計熱交換量）	MW/個	□以上（□）
最高使用圧力	MPa	管側 0.98 / 胴側 0.98
最高使用温度	℃	管側 40 / 胴側 66
伝熱面積	m ² /個	□以上（□）
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器は、設計基準対象施設として高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備等を冷却する高圧炉心スプレイ補機冷却水を海水で冷却するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備の高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器は、下記の機能を有する。 <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、想定される重大事故等時において、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプにより海水を高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器へ供給するとともに、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプにより高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器にて熱交換した高圧炉心スプレイ補機冷却水を高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備等へ供給することで各負荷で発生した熱を冷却除去できる設計とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の容量は、高圧炉心スプレイ補機冷却海水温度 \square °Cにおいて \square °Cの高圧炉心スプレイ補機冷却水を供給可能な容量とし、原子炉冷却材喪失事故時における高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の必要容量は \square MW であることから、これを上回る容量（設計熱交換量）として、 \square MW/個以上とする。

$$\begin{aligned} \text{運転時熱負荷} & : \square \text{ MW/個} \\ \square \times 10^6 \text{ kcal/h} \times \square / 1000 / 3600 & \doteq \square \text{ MW/個} \end{aligned}$$

高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の重大事故等時における容量（設計熱交換量）は、重大事故等時も高圧炉心スプレイ補機冷却海水温度 \square °Cにおいて 35°Cの高圧炉心スプレイ補機冷却水を供給できることを確認していることから、設計基準対象施設と同設計条件とし、 \square MW/個以上とする。

公称値については、要求される容量と同じ \square MW/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

(1) 管側

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の管側の最高使用圧力は、主配管「高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ～高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器」の最高使用圧力に合わせ、0.98MPa とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の管側を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、0.98MPa とする。

(2) 胴側

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の胴側の最高使用圧力は、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPa とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の胴側を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、0.98MPa とする。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用温度の設定根拠

(1) 管側

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の管側の最高使用温度は、主配管「高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ～高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器」の最高使用温度に合わせ、40℃とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の管側を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、40℃とする。

(2) 胴側

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の胴側の最高使用温度は、高圧炉心スプレイ補機冷却水の供給温度 ℃に負荷である高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備での熱交換後の最大上昇温度である ℃を上回る 66℃とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の胴側を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66℃とする。

【設 定 根 拠】（続き）

4. 伝熱面積の設定根拠

設計基準対象施設として使用する場合の高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の伝熱面積は、設計熱交換量 MW/個を満足するために必要な伝熱面積 m²/個を上回る m²/個とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の伝熱面積は、重大事故等時の容量が設計基準対象施設の容量と同仕様であるため、設計基準対象施設として使用する伝熱面積と変わらない。

以上より、設計基準対象施設と同仕様とし、 m²/個とする。

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

5. 個数の設定根拠

高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器は、設計基準対象施設として高圧炉心スプレイ補機冷却水を高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備等へ供給するために必要な個数として1個設置する。

高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	
容 量	m ³ /h/個	□以上 (240)
揚 程	m	□以上 (30)
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	37
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプは、設計基準対象施設として高圧炉心スプレイ補機冷却水を高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備等へ供給するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備の高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプは、下記の機能を有する。 高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。 系統構成は、想定される重大事故等時において、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプにより海水を高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器へ供給するとともに、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプにより高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器にて熱交換した高圧炉心スプレイ補機冷却水を高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備等へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。 <p>1. 容量の設定根拠 設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの容量は、原子炉冷却材喪失事故時の高圧炉心スプレイ補機の必要冷却水量 □m³/h を上回る容量とし、□m³/h/個以上とする。 高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、□m³/h/個以上とする。 公称値については、□240m³/h/個とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 揚程の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの揚程は、圧力損失が最大となる高圧炉心スプレイポンプメカシール冷却器を冷却する配管ルートで、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプで循環運転したときの配管・機器圧力損失を基に設定する。

- | | | |
|-----------------------------------|---|-----|
| ① 高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプメカニカルシール冷却器圧力損失 | : | □ m |
| ② 熱交換器圧力損失 | : | □ m |
| ③ 配管・弁類圧力損失 | : | □ m |
| ④ ①～③の合計 | : | □ m |

上記から、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの揚程は、□ m を上回る □ m 以上とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、□ m 以上とする。

公称値については、□ 30m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの最高使用圧力は、静水頭 □ MPa と高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの締切運転時の揚程 □ MPa の合計が □ MPa となることから、これを上回る圧力とし、0.98MPa とする。

- | | | |
|---|---|-------|
| ① 静水頭 | : | □ MPa |
| □ × 0.00980665 = □ ÷ □ | | □ MPa |
| □ m : 高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンクオーバーフロー水位 EL □ ~ | | |
| ポンプ設置床レベル EL □ | | |
| ② 締切揚程 | : | □ MPa |
| □ × 0.00980665 = □ ÷ □ | | □ MPa |
| □ m : 高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの締切揚程 | | |
| ③ ①～②の合計 | : | □ MPa |

高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPa とする。

【設 定 根 拠】 (続き)

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの最高使用温度は、高圧炉心スプレイ補機冷却水の供給温度 °C に負荷である高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備での熱交換後の最大上昇温度である °C を上回る 66°C とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66°C とする。

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの原動機出力は、下記の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

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

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

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

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

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 240/3600

H : 揚程 (m) = 30

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{240}{3600} \right) \times 30}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記から、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、37kW/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプを重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、37kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ（原動機含む。）は、設計基準対象施設として高圧炉心スプレイ補機冷却水を高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備等へ供給するために必要な個数として1個設置する。

高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ（原動機含む。）は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称	高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	
容 量	m ³ /h/個	□以上 (336)
揚 程	m	□以上 (35)
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	40
原 動 機 出 力	kW/個	75
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは、設計基準対象施設として取水槽から海水を揚水し、これを高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器に供給するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備の高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。）として使用する高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは、下記の機能を有する。 高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。 系統構成は、想定される重大事故等時において、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプにより海水を高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器へ供給するとともに、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプにより高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器にて熱交換した高圧炉心スプレイ補機冷却水を高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備等へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。 <p>1. 容量の設定根拠 設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの容量は、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器に供給する海水流量を基に設定する。1個当たりの海水流量が最大となる事故時の海水流量である □m³/hの海水を移送することを考慮し、□m³/h/個以上とする。 高圧炉心スプレイ補機海水ポンプを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、□m³/h/個以上とする。 公称値については、□336m³/h/個とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 揚程の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの揚程は、下記を考慮する。

- ① 水源と送水先との差圧 : 0m (ともに大気圧のため)
- ② 静水頭 : m
 取水槽想定最低水位 EL ~ 放水槽水位 EL
- ③ 配管・機器圧力損失 : m
 機器圧力損失 : m
 配管・弁類圧力損失 : m
 合計 : m
- ④ ①~③の合計 : m

上記から、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの揚程は、 m を上回る m 以上とする。

高圧炉心スプレイ補機海水ポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、 m 以上とする。

公称値については、 35m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの最高使用圧力は、静水頭 MPa と高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの締切運転時の揚程 MPa の合計が MPa となることから、これを上回る圧力とし、0.98MPa とする。

- ① 静水頭 : MPa
 $\text{静水頭 (m)} \times \text{密度 (kg/m}^3\text{)} \times 9.80665 \times 10^{-6} = \text{静水頭 (MPa)}$
 m : 最高潮位 EL ~ 系統最低レベル EL
 kg/m³ : 海水密度 (約 °C 海水) *
- ② 締切揚程 : MPa
 $\text{締切揚程 (m)} \times \text{密度 (kg/m}^3\text{)} \times 9.80665 \times 10^{-6} = \text{締切揚程 (MPa)}$
 m : 高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの締切揚程
 1025.6 kg/m³ : 海水密度 (約 9.5 °C 海水) *
- ③ ①~②の合計 : MPa

注記* : 海水密度は、ASME POWER TEST CODES 12.2-1955 記載の全塩分 % 時の値から °C 相当の値を内挿 (線形補間) した値

【設 定 根 拠】 (続き)

高圧炉心スプレイ補機海水ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの最高使用温度は、設計海水温度(□°C)において、最大熱負荷(原子炉冷却材喪失事故時)を考慮した高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器出口最高温度(約□°C)を上回る40°Cとする。

高圧炉心スプレイ補機海水ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、40°Cとする。

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの原動機出力は、下記の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

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

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

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

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

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1025.6 (9.5°C, 海水)

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 336/3600

H : 揚程 (m) = 35

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) = □

$$P = \frac{10^{-3} \times 1025.6 \times 9.80665 \times \left(\frac{336}{3600} \right) \times 35}{\square / 100} = \square \div \square \text{ kW}$$

上記から、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、75kW/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

高圧炉心スプレイ補機海水ポンプを重大事故等時において使用する場合の原動機出力は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同仕様とし，75kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ（原動機含む。）は，設計基準対象施設として取水槽から海水を高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器に供給するために必要な個数として 1 個設置する。

高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ（原動機含む。）は，設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称		高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク
容 量	m ³ /個	□以上 (2.5)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンクは、設計基準対象施設として高圧炉心スプレイ補機冷却水の温度変化に伴う体積膨張分の吸収、各部からの漏えい冷却水の補給及び高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ押込圧力の確保のために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備の高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンクは、下記の機能を有する。 <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンクは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、想定される重大事故等時において、高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンクにより原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保し、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプにより海水を高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器へ供給するとともに、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプにより高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器にて熱交換した高圧炉心スプレイ補機冷却水を高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備等へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンクの容量は、温度変化に伴う体積膨張分を吸収するために必要な量 m³、補給水停止時の系統水漏えい量 m³ の合計値を上回るものとし、 m³/個以上とする。

公称値については、 2.5m³/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンクの最高使用圧力は、高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンクが開放タンクであるため静水頭とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンクを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンクの最高使用温度は、高圧炉心スプレイ補機冷却水の供給温度 °C に負荷である高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備での熱交換後の最大上昇温度である °C を上回る 66°C とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンクを重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66°C とする。

4. 個数の設定根拠

高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンクは、設計基準対象施設として高圧炉心スプレイ補機冷却水の温度変化に伴う体積膨張分の吸収するために必要な個数として 1 個設置する。

高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンクは、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称	高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ	
容 量	m ³ /h/個	□以上 (336)
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	40
個 数	—	1

【設 定 根 拠】

(概 要)

・設計基準対象施設

高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナは、設計基準対象施設として海水に含まれる異物を除去することによって、下流に設置されている高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の性能低下を防止することを目的に設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に、原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備の高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。）として使用する高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナは、下記の機能を有する。

高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、想定される重大事故等時において、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプにより高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナを經由し、海水を高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器へ供給するとともに、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプにより高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器にて熱交換した高圧炉心スプレイ補機冷却水を高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備等へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナの容量は、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの容量に合わせ、□m³/h/個以上とする。

高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、□m³/h/個以上とする。

公称値は、□ 336m³/h/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナの最高使用圧力は、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの最高使用圧力と同じ 0.98MPa とする。

高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、0.98MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナの最高使用温度は、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの最高使用温度と同じ 40℃ とする。

高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナを重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、40℃ とする。

4. 個数の設定根拠

高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナは、設計基準対象施設として下流に設置されている高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器の性能低下を防止するために必要な個数として 1 個を設置する。

高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナは、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ ～ 高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	66
外	径	mm
		216.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプから高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、高圧炉心スプレイ補機冷却系に接続されている各補機を高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）により冷却するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1，最高使用温度の設定根拠をT1，外径の設定根拠をD1として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様を表7.2-1 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P1は、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T1は、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の胴側入口温度 <input type="text"/>℃を上回る66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、66℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており，重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，216.3mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	216.3	8.2	200	0.03138	□*	□	□

注記*：高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの設計流量

名	称	高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器 ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口 ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	0.98	
最高使用温度	℃	66	
外	径	mm	216.3 / 165.2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器から高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、高圧炉心スプレイ補機冷却系に接続されている各補機を高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）により冷却するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，D 2 として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様を表 7.2-1 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の胴側入口温度 <input type="text"/>℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、66℃とする。</p>			

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mm、165.2mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	216.3	8.2	200	0.03138	□*1	□	□
D 2	165.2	7.1	150	0.01791	□*2	□	□

注記*1： 高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの設計流量

*2： 必要冷却水流量

名 称	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口 ライン分岐部 ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備機関付空気冷却器	
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	139.8
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部から高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備機関付空気冷却器までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、高圧炉心スプレイ補機冷却系に接続されている各補機を高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）により冷却するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 3として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様を表 7.2-1 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 1は、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の胴側入口温度 <input type="text"/>℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、66℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており，重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，139.8mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	139.8	6.6	125	0.0126	□*	□	□

注記*：必要冷却水流量

名 称		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口 ライン分岐部 ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備潤滑油冷却器
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	165.2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部から高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備潤滑油冷却器までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、高圧炉心スプレイ補機冷却系に接続されている各補機を高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）により冷却するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 4 として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様を表 7.2-1 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の胴側入口温度 <input type="text"/>℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、66℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	165.2	7.1	150	0.01791	□*	□	□

注記*：必要冷却水流量

名	称	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備潤滑油冷却器 ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 1 次水冷却器	
最高使用圧力	MPa	0.98	
最高使用温度	℃	66	
外	径	mm	165.2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備潤滑油冷却器から高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 1 次水冷却器までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、高圧炉心スプレイ補機冷却系に接続されている各補機を高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）により冷却するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 4 として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様を表 7.2-1 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の胴側入口温度 <input type="text"/>℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、66℃とする。</p>			

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	165.2	7.1	150	0.01791	□*	□	□

注記*：必要冷却水流量

名	称	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備機関付空気冷却器 ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口 ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	0.98	
最高使用温度	℃	66	
外	径	mm	139.8
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備機関付空気冷却器から高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、高圧炉心スプレイ補機冷却系に接続されている各補機を高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）により冷却するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 3 として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様を表 7.2-1 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の胴側入口温度 <input type="text"/>℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、66℃とする。</p>			

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、139.8mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	139.8	6.6	125	0.0126	□*	□	□

注記*：必要冷却水流量

名 称	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口 ライン合流部 ～ 高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク出口ライン合流 部	
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	165.2 / 216.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口ライン合流部から高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク出口ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、高圧炉心スプレイ補機冷却系に接続されている各補機を高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）により冷却するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 2，D 1 として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様を表 7.2-1 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の胴側入口温度 <input type="text"/>℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、66℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mm, 216.3mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	165.2	7.1	150	0.01791	□*1	□	□
D 1	216.3	8.2	200	0.03138	□*2	□	□

注記*1：必要冷却水流量

*2：高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの設計流量

名	称	高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク出口ライン合流部 ～ 高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	
最高使用圧力	MPa	0.98	
最高使用温度	℃	66	
外	径	mm	216.3
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク出口ライン合流部から高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプまでを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、高圧炉心スプレイ補機冷却系に接続されている各補機を高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）により冷却するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様を表 7.2-1 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の胴側入口温度 <input type="text"/>℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、66℃とする。</p>			

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	216.3	8.2	200	0.03138	□*	□	□

注記* : 高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの設計流量

名	称	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 1 次水冷却器 ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口 ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	0.98	
最高使用温度	℃	66	
外	径	mm	165.2
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 1 次水冷却器から高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、高圧炉心スプレイ補機冷却系に接続されている各補機を高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）により冷却するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 4 として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様を表 7.2-1 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の胴側入口温度 <input type="text"/>℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、66℃とする。</p>			

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており，重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，165.2mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	165.2	7.1	150	0.01791	□*	□	□

注記*：必要冷却水流量

名 称	高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク ～ 高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク出口ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンクから高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク出口ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンクにより高圧炉心スプレイ補機冷却水の温度変化に伴う体積膨張、各部からの漏えい冷却水の補給及び高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの押込圧力を確保するための高圧炉心スプレイ補機冷却水を高圧炉心スプレイ補機冷却系へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 5として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様を表 7.2-1 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 1は、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の胴側入口温度 <input type="text"/>℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、66℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 5 : 114.3mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3mmとする。

名	称	高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ ～ 高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ	
最高使用圧力	MPa	0.98	
最高使用温度	℃	40	
外	径	mm	267.4
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプから高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナまでを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプにより海水を高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 6として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様を表 7.2-1 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 2は、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 40℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の管側出口温度（約 <input type="text" value=""/>℃）を上回る 40℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、40℃とする。</p>			

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mmとする。

なお、高圧炉心スプレイ補機海水系主配管については、D 6 ライニングの厚さ：mmを考慮して流速を算出する。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 6	267.4	9.3	250	0.04630	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの設計流量

名 称	高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ ～ 高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	267.4
<p>【【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナから高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプにより海水を高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 2，外径の設定根拠を D 6 として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様を表 7.2-1 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 2 は、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 40℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 2 は、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の管側出口温度（約 <input type="text"/>℃）を上回る 40℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、40℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mmとする。

なお、高圧炉心スプレイ補機海水系主配管については、D 6 ライニングの厚さ：mmを考慮して流速を算出する。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 6	267.4	9.3	250	0.04630	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの設計流量

名 称	高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器 ～ 高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器出口ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器から高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器出口ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプにより高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器にて熱交換した海水を放水槽へ送水するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 6として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様を表 7.2-1 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 2は、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 40℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の管側出口温度（約 <input type="text" value=""/>℃）を上回る 40℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、40℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mmとする。

なお、高圧炉心スプレイ補機海水系主配管については、D 6 ライニングの厚さ：mmを考慮して流速を算出する。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 6	267.4	9.3	250	0.04630	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの設計流量

表 7.2-1 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）
 主配管の設計仕様表（その 1）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
高圧炉心スプレイ補機冷却系	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ ～ 高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	0.98	P 1	66	T 1	216.3	D 1
						216.3	—
						318.5 /216.3	—
	高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器 ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設 備潤滑油冷却器入口ライン分岐部	0.98	P 1	66	T 1	318.5 /216.3	—
						216.3	D 1
						216.3	—
						216.3 /216.3 /—	—
						216.3 /165.2	—
						165.2	D 2
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電 設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部 ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電 設備機関付空気冷却器	0.98	P 1	66	T 1	165.2 /139.8	—
						139.8	D 3
						139.8 /139.8 /139.8	—
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設 備潤滑油冷却器入口ライン分岐部 ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設 備潤滑油冷却器	0.98	P 1	66	T 1	165.2	D 4	
					165.2	D 4	
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設 備潤滑油冷却器 ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設 備 1 次水冷却器	0.98	P 1	66	T 1	165.2	D 4	
					165.2	—	

表 7.2-1 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）
 主配管の設計仕様表（その2）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
高圧炉心スプレイ補機冷却系	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器 ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 1次水冷却器出口ライン合流部	0.98	P1	66	T1	139.8	D3
						139.8 /139.8	—
						139.8 /139.8	—
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 1次水冷却器出口ライン合流部 ～ 高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク 出口ライン合流部	0.98	P1	66	T1	165.2	—
						165.2 /165.2	—
						165.2 /165.2	D2
						165.2	—
						216.3 /165.2	—
						216.3	—
						216.3 /216.3 /—	—
216.3	D1						
高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク 出口ライン合流部 ～ 高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	0.98	P1	66	T1	216.3	—	
					216.3 /216.3	—	
					216.3 /216.3	D1	
高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	0.98	P1	66	T1	216.3	D1	
					216.3	—	
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 1次水冷却器 ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 1次水冷却器出口ライン合流部	0.98	P1	66	T1	165.2	D4	

S2 補 VI-1-1-5-3 R1

表 7.2-1 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）
 主配管の設計仕様表（その3）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
高圧炉心スプレイ補機冷却系	高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク ～ 高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク出口ライン合流部	0.98	P 1	66	T 1	114.3	D5
						114.3 /114.3 /—	—
						216.3 /114.3	—
	高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ ～ 高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ	0.98	P 2	40	T 2	267.4	D6
						267.4	—
						267.4	D6
	高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ ～ 高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	0.98	P 2	40	T 2	267.4	D6
						267.4	—
	高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器 ～ 高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器出口ライン合流部	0.98	P 2	40	T 2	267.4	D6
						267.4	—
						267.4	D6

S2 補 VI-1-1-5-3 R1

7.3 原子炉補機代替冷却系

名 称		移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器
容量（設計熱交換量）	MW/個	11.5 以上（11.5）
最 高 使 用 圧 力	MPa	淡水側 1.37 / 海水側 1.00
最 高 使 用 温 度	℃	淡水側 70 / 海水側 65
伝 熱 面 積	m ² /個	□以上(□)
個 数	—	4
車 両 個 数	—	2（予備 1）
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却系）として使用する移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器は、以下の機能を有する。</p> <p>移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障又は全交流動力電源の喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、サプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を供給することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p> <p>移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器は、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は、燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するために移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を供給することで、燃料プール冷却系熱交換器等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p> <p>移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。</p> <p>系統構成は、移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により</p>		

【設定根拠】（続き）

移動式代替熱交換設備に海水を供給することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器の容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において確認されている原子炉停止 8 時間経過後の崩壊熱を除去可能な容量を基に設定しており、移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器の設計除熱量が 23MW のため、11.5MW/個以上とする。

公称値については、要求される容量と同じ 11.5MW/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

(1) 最高使用圧力（淡水側） 1.37MPa

移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器（淡水側）を重大事故等時において使用する場合の圧力は、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの重大事故等時において使用する場合の圧力と同じ 1.37MPa とする。

(2) 最高使用圧力（海水側） 1.00MPa

移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器（海水側）を重大事故等時において使用する場合の圧力は、大型送水ポンプ車の重大事故等時において使用する場合の圧力が MPa であるため、これを上回る圧力として 1.00MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

(1) 最高使用温度（淡水側） 70℃

移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器（淡水側）を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器の除熱後の冷却水温度 ℃を上回る 70℃とする。

(2) 最高使用温度（海水側） 65℃

移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器（海水側）を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において使用している海水の温度 30℃に対し設計除熱量 23MW を考慮した場合の海水出口温度約 56℃を上回る 65℃とする。

4. 伝熱面積の設定根拠

移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器を重大事故等時において使用する場合の伝熱面積は、要求される（設計熱交換量）容量 23MW（11.5MW/個）を満足するために必要な伝

【設定根拠】(続き)

熱面積 m² と同じ m²/個以上とする。

公称値については、要求される伝熱面積と同じ m²/個とする。

5. 個数の設定根拠

移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損を防止するため等に必要な個数である 2 個を車両毎に設置することから合計 4 個設置する。

6. 車両個数

移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器の車両個数は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損を防止するため等に必要な個数である 2 個に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を分散して保管する。

名	称	移動式代替熱交換設備淡水ポンプ	
容	量	m ³ /h/個	300 以上 (300)
揚	程	m	55 以上 (75)
最 高 使 用 圧 力		MPa	1.37
最 高 使 用 温 度		℃	70
原 動 機 出 力		kW	110
個	数	—	4

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却系）として使用する移動式代替熱交換設備淡水ポンプは、以下の機能を有する。

移動式代替熱交換設備淡水ポンプは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障又は全交流動力電源の喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、サブプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を供給することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

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

系統構成は、移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を供給することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

移動式代替熱交換設備淡水ポンプは、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において、燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するために移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を供給することで、燃料プール冷却系熱交換器等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

【設 定 根 拠】（続き）

1. 容量の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において確認されている原子炉停止 8 時間経過後の崩壊熱を除去可能な容量を基に設定しており、移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器が原子炉停止 8 時間経過後の崩壊熱を除去するために必要な流量が m³/h であることから、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの容量は 300m³/h/個以上とする。

なお、移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器の容量を上記のように設定することで、原子炉補機代替冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」で、事故発生 8 時間後に残留熱代替除去系によるサプレッションプール水冷却モード運転を行った場合、有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用する場合」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による原子力圧力容器への注水及び格納容器スプレイの運転を行った場合、又は有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイを行った場合に、同時に原子炉補機代替冷却系を用いて燃料プール冷却系による燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。

(1) 原子炉補機代替冷却系接続口（西）使用時の容量 300m³/h/個以上

移動式代替熱交換設備淡水ポンプを重大事故等時において原子炉補機代替冷却系接続口（西）で使用する場合の容量は、A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器、A-中央制御室冷凍機及び補機等に必要な冷却水と同時に供給できる容量とする。

- | | |
|----------------------|--|
| ① A-残留熱除去系熱交換器 | : 約 <input type="text"/> m ³ /h (約 <input type="text"/> m ³ /h*) |
| ② A-燃料プール冷却系熱交換器 | : 約 <input type="text"/> m ³ /h (<input type="text"/> m ³ /h*) |
| ③ A-中央制御室冷凍機 | : 約 <input type="text"/> m ³ /h |
| ④ 補機等 | : 約 <input type="text"/> m ³ /h |
| ・ A-残留熱除去ポンプメカシール冷却器 | |
| ・ A-残留熱除去ポンプモータ軸受冷却器 | |
| ・ A-残留熱除去ポンプ室空調機 | |
| ⑤ 合計 | : <input type="text"/> m ³ /h |

注記*：重大事故等時対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」における、事象発生後 8 時間から 24 時間の流量

上記より、移動式代替熱交換設備淡水ポンプを原子炉補機代替冷却系接続口（西）で使用する場合の容量は、300m³/h/個以上とする。

【設 定 根 拠】（続き）

(2) 原子炉補機代替冷却系接続口（南）使用時の容量 300m³/h/個以上

移動式代替熱交換設備淡水ポンプを重大事故等時において原子炉補機代替冷却系接続口（南）で使用する場合は、B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器、B-中央制御室冷凍機及び補機等に必要な冷却水と同時に供給できる容量とする。

① B-残留熱除去系熱交換器 : 約 m³/h (約 m³/h*)

② B-燃料プール冷却系熱交換器 : 約 m³/h (m³/h*)

③ B-中央制御室冷凍機 : 約 m³/h

④ 補機等 : 約 m³/h

- ・ B-残留熱除去ポンプメカシール冷却器
- ・ B-残留熱除去ポンプモータ軸受冷却器
- ・ B-残留熱除去ポンプ室空調機

⑤ 合計 : m³/h

注記* : 重大事故等時対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」における、事象発生後8時間から24時間の流量

上記より、移動式代替熱交換設備淡水ポンプを原子炉補機代替冷却系接続口（南）で使用する場合は、300m³/h/個以上とする。

公称値については、設計時の定格点である300m³/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠

原子炉補機代替冷却系接続口（西）又は（南）使用時の揚程 55m 以上

移動式代替熱交換設備淡水ポンプを重大事故等時において原子炉補機代替冷却系接続口（西）又は（南）で使用する場合は、必要揚程が最大となる原子炉補機代替冷却系接続口（西）を使用する場合は配管・機器圧力損失を基に設定する。

配管・機器圧力損失 : 約 m

上記より、移動式代替熱交換設備淡水ポンプを原子炉補機代替冷却系接続口（西）又は（南）で使用する場合は、 m を上回る 55m 以上とする。

公称値については、設計時の定格点である 75m とする。

【設 定 根 拠】 (続き)

3. 最高使用圧力の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、静水頭 0.32MPa と移動式代替熱交換設備淡水ポンプの締切運転時の揚程 0.82MPa の合計が 1.14MPa となることから、これを上回る圧力とし、1.37MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器の除熱後の冷却水温度 °C を上回る 70°C とする。

5. 原動機出力の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプを重大事故等対処設備として使用する場合の原動機出力は、下記の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

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

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

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

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

P : 軸動力(kw)

P_w : 水動力(kw)

ρ : 密度(kg/m³) = 1000

g : 重力加速度(m/s²) = 9.80665

Q : 容量(m³/s) = 300/3600

H : 揚程(m) = 75

η : ポンプ効率(%) (設計確認値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{300}{3600} \right) \times 75}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記より、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの原動機出力は、軸動力 kw を上回る出力とし、110kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプ(原動機含む。)は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損を防止するため等に必要個数である 2 個を車両毎に設置する。

名 称	大型送水ポンプ車	
容 量	m ³ /h/個	780 以上, [] 以上 (1800)
吐 出 圧 力	MPa	[] 以上, [] 以上 (1.20)
最 高 使 用 圧 力	MPa	[]
最 高 使 用 温 度	℃	[]
原 動 機 出 力	kW/個	[]
個 数	—	2(予備 1)

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却系）として使用する大型送水ポンプ車は、以下の機能を有する。

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

系統構成は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障又は全交流動力電源の喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、サプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を供給することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

また、屋外の接続口が使用できない場合には、大型送水ポンプ車により屋内の接続口を通じて原子炉補機冷却系に直接供給することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

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

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を供給することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

また、屋外の接続口が使用できない場合には、大型送水ポンプ車により屋内の接続口を通じて海水を原子炉補機冷却系に直接供給することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

大型送水ポンプ車は、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの

【設 定 根 拠】（続き）

水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、臨界を防止するために設置する。

系統構成は、燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するために移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を供給することで、燃料プール冷却系熱交換器等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

また、屋外の接続口が使用できない場合には、大型送水ポンプ車により屋内の接続口を通じて海水を原子炉補機冷却系に直接供給することで、燃料プール冷却系熱交換器等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

(1) 原子炉補機代替冷却系として使用する場合の容量（移動式代替熱交換設備使用時）

780m³/h/個以上

大型送水ポンプ車の容量は、大型送水ポンプ車の送水先である移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器が有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において確認されている原子炉停止 8 時間経過後の崩壊熱を除去可能な容量を基に設定しており、移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器が原子炉停止 8 時間経過後の崩壊熱を除去するために必要な流量が 780m³/h であることから、大型送水ポンプ車の容量は 780m³/h/個以上とする。

なお大型送水ポンプ車の容量を上記のように設定することで、原子炉補機代替冷却系を使用した有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」で、事故発生 8 時間後に残留熱代替除去系によるサプレッションプール水冷却モード運転を行った場合、有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用する場合」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による原子力圧力容器への注水及び格納容器スプレイの運転を行った場合、又は有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイを行った場合、上記の使用方法と同時に原子炉補機代替冷却系を用いて燃料プール冷却系による燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。

(2) 原子炉補機代替冷却系として使用する場合の容量（大型送水ポンプ車による海水直接注入時） m³/h /個以上

大型送水ポンプ車の容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において確認されている原子炉停止 8 時間経過後の崩壊熱を除去可能な容量を基に設定しており、海水直接注入により原子炉停止 8 時間経過後の崩壊熱を除去するために必要な流量が m³/h であることから、大型送水ポンプ車の容量は m³/h/個以上とする。

なお大型送水ポンプ車を上記の容量で設定することで、原子炉補機代替冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」で、事故発生 8 時間後に残留熱代替除去系によるサプレッションプール水冷却モード運転を行った場合、有効性評価「雰囲気圧

【設定根拠】（続き）

力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用する場合」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による原子力圧力容器への注水及び格納容器スプレイの運転を行った場合、又は有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイを行った場合、上記の使用方法と同時に原子炉補機代替冷却系を用いて燃料プール冷却系による燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。

公称値については、消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される性能である 1800 m³/h/個とする。

2. 吐出圧力の設定根拠

(1) 原子炉補機代替冷却系として使用する場合の吐出圧力（移動式代替熱交換設備使用時）

MPa 以上

大型送水ポンプ車を原子炉補機代替冷却系に使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる原子炉補機代替冷却系接続口（南）又は（西）供給側を使用する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧力損失、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類の圧力損失を基に設定する。

- | | | |
|-----------------------|-----|--------------------------|
| ① 水源と移送先の圧力差 | : 約 | <input type="text"/> MPa |
| ② 静水頭 | : 約 | <input type="text"/> MPa |
| ③ ホース*圧力損失 | : 約 | <input type="text"/> MPa |
| ④ ホース*湾曲による影響 | : 約 | <input type="text"/> MPa |
| ⑤ 機器及び配管*・弁類の圧力損失 | : 約 | <input type="text"/> MPa |
| ⑥ 系統要求値（①+②+③+④+⑤の合計） | : 約 | <input type="text"/> MPa |

以上より、原子炉補機代替冷却系として使用する場合の大型送水ポンプ車の吐出圧力は MPa 以上とする。

注記*：原子炉補機代替冷却系供給側接続口（南）又は（西）を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・原子炉補機代替冷却系接続口（西）供給側
～B-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部（原子炉建物西側）
- ・B-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部（原子炉建物西側）
～A-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）
- ・B-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部（原子炉建物西側）
～原子炉補機代替冷却系接続口（屋内）ライン合流部

【設 定 根 拠】（続き）

- ・原子炉補機代替冷却系接続口（屋内）ライン合流部
～B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）
- ・A-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側）
～A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部（原子炉建物西側）
- ・A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部（原子炉建物西側）
～原子炉補機代替冷却系接続口（西）戻り側
- ・B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側）
～A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部（原子炉建物西側）
- ・原子炉補機代替冷却系接続口（南）供給側
～B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物南側）
- ・B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物南側）
～原子炉補機代替冷却系接続口（南）戻り側
- ・A-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）
～A-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・A-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
～A-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・A-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
～A-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部
- ・A-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部
～A-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部
- ・A-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部
～A-原子炉補機冷却水ポンプ入口ライン分岐部
- ・A-原子炉補機冷却水ポンプ入口ライン分岐部
～A-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側）
- ・A-原子炉補機冷却系サージタンク
～A-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部
- ・B-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部
～B-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部
- ・B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）
～B-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・B-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
～B-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・B-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
～B-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部
- ・B-原子炉補機冷却系サージタンク
～B-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部

【設 定 根 拠】（続き）

- ・A-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部
～A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部
- ・A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部
～A-残留熱除去系熱交換器
- ・A-残留熱除去系熱交換器
～A-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・A-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部
～A-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部
- ・A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部
～A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部
- ・A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部
～A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部
- ・A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部
～A-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部
～A-燃料プール冷却系熱交換器
- ・A-燃料プール冷却系熱交換器
～A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部
- ・B-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部
～B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部
- ・B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部
～B-残留熱除去系熱交換器
- ・B-残留熱除去系熱交換器
～B-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・B-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部
～B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側）
- ・B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側）
～B-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部
- ・B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部
～B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部
- ・B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部
～B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物南側）
- ・B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物南側）
～原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部（胴側）
- ・原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部（胴側）
～B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部

【設 定 根 拠】（続き）

- ・B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機出口ライン合流部
～B-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物南側）
～B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部
- ・B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部
～B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機出口ライン合流部
- ・B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部
～B-燃料プール冷却系熱交換器
- ・B-燃料プール冷却系熱交換器
～原子炉浄化系補助熱交換器出口ライン合流部（胴側）
- ・原子炉浄化系補助熱交換器出口ライン合流部（胴側）
～B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部
- ・大型送水ポンプ車入口ライン取水用 20m, 5m, 1m ホース
- ・大型送水ポンプ車出口ライン送水用 50m, 5m, 2m ホース
- ・大型送水ポンプ車出口ライン送水用 15m ホース
- ・移動式代替熱交換設備入口ライン戻り用 5m ホース
- ・移動式代替熱交換設備出口ライン供給用 5m ホース

(2) 原子炉補機代替冷却系として使用する場合の吐出圧力

（大型送水ポンプ車による海水直接注入用時） MPa 以上

大型送水ポンプ車を原子炉補機代替冷却系に使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる原子炉補機代替冷却系接続口（屋内）を使用する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧力損失、ホース湾曲による影響、配管・機器の圧力損失を基に設定する。

- | | | | |
|-----------------------|-----|----------------------|-----|
| ① 水源と移送先の圧力差 | : 約 | <input type="text"/> | MPa |
| ② 静水頭 | : 約 | <input type="text"/> | MPa |
| ③ ホース*圧力損失 | : 約 | <input type="text"/> | MPa |
| ④ ホース*湾曲による影響 | : 約 | <input type="text"/> | MPa |
| ⑤ 機器及び配管*・弁類の圧力損失 | : 約 | <input type="text"/> | MPa |
| ⑥ 系統要求値（①+②+③+④+⑤の合計） | : 約 | <input type="text"/> | MPa |

上記から、原子炉補機代替冷却系として使用する場合の大型送水ポンプ車の吐出圧力は MPa 以上とする。

注記*：原子炉補機代替冷却系接続口（屋内）を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・B-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部（原子炉建物西側）

【設 定 根 拠】（続き）

- ～A-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）
- ・B-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部（原子炉建物西側）
 - ～原子炉補機代替冷却系接続口（屋内）ライン合流部
- ・原子炉補機代替冷却系接続口（屋内）
 - ～原子炉補機代替冷却系接続口（屋内）ライン合流部
- ・A-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側）
 - ～A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部（原子炉建物西側）
- ・A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部（原子炉建物西側）
 - ～原子炉補機代替冷却系接続口（西）戻り側
- ・A-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）
 - ～A-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・A-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
 - ～A-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・A-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
 - ～A-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部
- ・A-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部
 - ～A-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部
- ・A-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部
 - ～A-原子炉補機冷却水ポンプ入口ライン分岐部
- ・A-原子炉補機冷却水ポンプ入口ライン分岐部
 - ～A-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側）
- ・A-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部
 - ～A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部
- ・A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部
 - ～A-残留熱除去系熱交換器
- ・A-残留熱除去系熱交換器
 - ～A-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・A-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部
 - ～A-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部
- ・A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部
 - ～A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部
- ・A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部
 - ～A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部
- ・A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部
 - ～A-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部
 - ～A-燃料プール冷却系熱交換器

【設 定 根 拠】（続き）

- ・ A-燃料プール冷却系熱交換器
～A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部
- ・ 大型送水ポンプ車入口ライン取水用 20m, 5m, 1m ホース
- ・ 大型送水ポンプ車出口ライン送水用 50m, 5m, 2m ホース
- ・ 大型送水ポンプ車出口ライン送水用 10m, 5m ホース
- ・ 大型送水ポンプ車出口ライン送水用 1m ホース

公称値については，設計段階で使用点として設定をしている 1.20MPa とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

大型送水ポンプ車を重大事故等時において使用する場合は，当該ポンプの供給ラインの仕様を踏まえポンプ吐出圧力を電氣的に MPa に制限することから，その制限値である MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

大型送水ポンプ車を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において使用している海水の温度 30℃ を上回る ℃ とする。

5. 原動機出力の設定根拠

大型送水ポンプ車の原動機出力は，定格流量である 1800m³/h，定格吐出圧力 1.20MPa 時の軸動力を基に設定する。

大型送水ポンプ車の流量が m³/h，吐出圧力が MPa，その時の当該ポンプの必要軸動力は約 480kW となる。

以上より，大型送水ポンプ車の原動機出力は必要軸動力 480kW を上回る kW/個 とする。

6. 個数の設定根拠

大型送水ポンプ車（原動機含む。）は，重大事故等対処設備として原子炉補機代替冷却系に海水を送水するために必要な個数である 1 個を 1 セットの合計 2 個及びに故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（原子炉建物放水設備），原子炉格納施設のうち圧力低減施設その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（原子炉建物放水設備）の予備として兼用）を分散して保管する。

名	称	移動式代替熱交換設備ストレーナ	
容	量	m ³ /h/個	780 以上 (780)
最 高 使 用 圧 力		MPa	1.00
最 高 使 用 温 度		℃	<input type="checkbox"/>
個	数	—	4

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却系）として使用する移動式代替熱交換設備ストレーナは、以下の機能を有する。

移動式代替熱交換設備ストレーナは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障又は全交流動力電源喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、サプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を供給することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

移動式代替熱交換設備ストレーナは、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において、燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するために移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を供給することで、燃料プール冷却系熱交換器等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

移動式代替熱交換設備ストレーナは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を供給することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

移動式代替熱交換設備ストレーナの容量は、重大事故等時に海を水源として使用する大型送

【設 定 根 拠】（続き）

水ポンプ車の必要容量と同じ 780m³/h/個以上とする。

公称値については、要求される容量と同じ 780m³/h/個以上とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

移動式代替熱交換設備ストレーナを重大事故等時において使用する場合の圧力は、大型送水ポンプ車の重大事故等時において使用する場合の圧力が MPa であるため、これを上回る圧力として 1.00MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

移動式代替熱交換設備ストレーナを重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において使用している海水の温度 30℃を上回る ℃とする。

4. 個数の設定根拠

移動式代替熱交換設備ストレーナは、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損を防止するため等に必要な個数である 1 個と、異物により目詰まりをした際の切替え用に 1 個の合計 2 個を車両毎に設置することから合計 4 個設置する。

名 称		原子炉補機代替冷却系接続口（西）供給側 ～ B-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部（原子炉建物西側）
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉補機代替冷却系接続口（西）供給側からB-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部（原子炉建物西側）までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、冷却水を移動式代替熱交換設備により残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却系熱交換器に供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様を表7.3-1 原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力P 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 85℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の温度T 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用温度に合わせ、85℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	267.4	9.3	250	0.04862	□*	□	□

注記*：移動式代替熱交換設備ポンプの設計流量

名 称		B-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部（原子炉建物西側） ～ A-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部（原子炉建物西側）からA-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、冷却水を移動式代替熱交換設備により残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却系熱交換器に供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様を表7.3-1 原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力P 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 85℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の温度T 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用温度に合わせ、85℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	267.4	9.3	250	0.04862	□*	□	□

注記*：移動式代替熱交換設備ポンプの設計流量

名 称		B-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部（原子炉建物西側） ～ 原子炉補機代替冷却系接続口（屋内）ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部（原子炉建物西側）から原子炉補機代替冷却系接続口（屋内）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、冷却水を移動式代替熱交換設備により残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却系熱交換器に供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様を表7.3-1 原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力P 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 85℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の温度T 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用温度に合わせ、85℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	267.4	9.3	250	0.04862	□*	□	□

注記*：移動式代替熱交換設備ポンプの設計流量

名 称		原子炉補機代替冷却系接続口（屋内）ライン合流部 ～ B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉補機代替冷却系接続口（屋内）ライン合流部からB-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、冷却水を移動式代替熱交換設備により残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却系熱交換器に供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様を表7.3-1 原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力P 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 85℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の温度T 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用温度に合わせ、85℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	267.4	9.3	250	0.04862	□*	□	□

注記*：移動式代替熱交換設備ポンプの設計流量

名 称		原子炉補機代替冷却系接続口（屋内） ～ 原子炉補機代替冷却系接続口（屋内）ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉補機代替冷却系接続口（屋内）から原子炉補機代替冷却系接続口（屋内）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、冷却水を移動式代替熱交換設備により残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却系熱交換器に供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様を表7.3-1 原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力P 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 85℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の温度T 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用温度に合わせ、85℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	267.4	9.3	250	0.04862	□*	□	□

注記*：移動式代替熱交換設備ポンプの設計流量

名 称		A-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側） ～ A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部（原子炉建物西側）
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側）からA-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部（原子炉建物西側）までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、冷却水を残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却系熱交換器より移動式代替熱交換設備に戻すために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様を表7.3-1 原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力P 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 85℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の温度T 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用温度に合わせ、85℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	267.4	9.3	250	0.04862	□*	□	□

注記*：移動式代替熱交換設備ポンプの設計流量

名 称		A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部（原子炉建物西側） ～ 原子炉補機代替冷却系接続口（西）戻り側
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部（原子炉建物西側）から原子炉補機代替冷却系接続口（西）戻り側までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、冷却水を残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却系熱交換器より移動式代替熱交換設備に戻すために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様を表7.3-1 原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力P 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 85℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の温度T 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用温度に合わせ、85℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	267.4	9.3	250	0.04862	□*	□	□

注記*：移動式代替熱交換設備ポンプの設計流量

名 称		B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側） ～ A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部（原子炉建物西側）
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側）からA-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部（原子炉建物西側）までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、冷却水を残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却系熱交換器より移動式代替熱交換設備に戻すために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様を表7.3-1 原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力P 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 85℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の温度T 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用温度に合わせ、85℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	267.4	9.3	250	0.04862	□*	□	□

注記*：移動式代替熱交換設備ポンプの設計流量

名 称		原子炉補機代替冷却系接続口（南）供給側 ～ B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物南側）
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉補機代替冷却系接続口（南）供給側からB-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物南側）までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、冷却水を移動式代替熱交換設備により残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却系熱交換器に供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様を表7.3-1 原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力P 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 85℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の温度T 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用温度に合わせ、85℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	267.4	9.3	250	0.04862	□*	□	□

注記*：移動式代替熱交換設備ポンプの設計流量

名 称		B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物南側） ～ 原子炉補機代替冷却系接続口（南）戻り側
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物南側）から原子炉補機代替冷却系接続口（南）戻り側までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、冷却水を残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却系熱交換器より移動式代替熱交換設備に戻すために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様を表7.3-1 原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力P 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 85℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の温度T 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用温度に合わせ、85℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	267.4	9.3	250	0.04862	□*	□	□

注記*：移動式代替熱交換設備ポンプの設計流量

表 7.3-1 原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様表 (その1)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
原子炉補機代替冷却系	原子炉補機代替冷却系接続口 (西) 供給側 ～ B-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部 (原子炉建物西側)	1.37*	P 1	85*	T 1	267.4	—
						267.4	D 1
						267.4 /267.4	— /267.4
	B-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部 (原子炉建物西側) ～ A-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部 (原子炉建物西側)	1.37*	P 1	85*	T 1	267.4	D 1
						267.4	—
						406.4 /267.4	—
	B-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部 (原子炉建物西側) ～ 原子炉補機代替冷却系接続口 (屋内) ライン合流部	1.37*	P 1	85*	T 1	267.4	D 1
						267.4 /267.4	—
						267.4 /267.4	—
	原子炉補機代替冷却系接続口 (屋内) ライン合流部 ～ B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部 (原子炉建物西側)	1.37*	P 1	85*	T 1	267.4	—
						267.4	D 1
	原子炉補機代替冷却系接続口 (屋内) ～ 原子炉補機代替冷却系接続口 (屋内) ライン合流部	1.37*	P 1	85*	T 1	267.4	D 1
						267.4	—
	A-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部 (原子炉建物西側) ～ A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部 (原子炉建物西側)	1.37*	P 1	85*	T 1	267.4	—
267.4						D 1	

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 7.3-1 原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様表 (その2)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部 (原子炉建物西側) ～ 原子炉補機代替冷却系接続口 (西) 戻り側	1.37*	P 1	85*	T 1	267.4	—
					/267.4	—
					/267.4	—
原子炉補機代替冷却系 B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部 (原子炉建物西側) ～ A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部 (原子炉建物西側)	1.37*	P 1	85*	T 1	267.4	D 1
					267.4	—
					/—	—
					/267.4	—
					267.4	—
原子炉補機代替冷却系接続口 (南) 供給側 ～ B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部 (原子炉建物南側)	1.37*	P 1	85*	T 1	267.4	—
					267.4	D 1
					/267.4	—
B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部 (原子炉建物南側) ～ 原子炉補機代替冷却系接続口 (南) 戻り側	1.37*	P 1	85*	T 1	267.4	D 1
					267.4	—
					/267.4	—

注記* : 重大事故等時における使用時の値

名	称	大型送水ポンプ車入口ライン取水用 20m, 5m, 1m ホース
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.40
最 高 使 用 温 度	℃	<input type="text"/>
外 径	—	250A
個 数	—	12 (予備 3)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本ホースは、大型送水ポンプ車の附属水中ポンプと大型送水ポンプ車を接続するホースであり、重大事故等対処設備として、大型送水ポンプ車により海水を原子炉補機代替冷却系へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の圧力は、<input type="text"/> <input type="text"/>1.40MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において有効性を確認している海水の温度 30℃を上回る <input type="text"/>℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する大型送水ポンプ車の附属水中ポンプの呼び径に合わせた 250A とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠</p> <p>本ホースの保有数は、本数が最大となる、重大事故等対処設備として、大型送水ポンプ車により海水を原子炉補機代替冷却系へ送水するために必要な 6 本（20m：2 本，5m：2 本，1m：2 本）の 2 セットに、本ホースは保守点検中にも使用可能であるため、保守点検による待機除外時のバックアップは考慮せず、故障時のバックアップ用として予備 3 本（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（原子炉建物放水設備），原子炉格納施設の圧力低減設備その他の安全設備（原子炉格納容器安全設備）の予備として兼用）を分散して保管する。</p>		

名 称		大型送水ポンプ車出口ライン送水用 50m, 5m, 2m ホース
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.40
最 高 使 用 温 度	℃	□
外 径	—	300A
個 数	—	38 (予備 3)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本ホースは大型送水ポンプ車と大型送水ポンプ車出口ライン送水用 15m ホースを接続するホースであり、重大事故等対処設備として、大型送水ポンプ車により原子炉補機冷却水を冷却するための海水を移動式代替熱交換設備へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の圧力は、大型送水ポンプ車の重大事故等時において使用する場合の圧力が □MPa であるため、これを上回る 1.40MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等対策の有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において有効性を確認している海水の温度 30℃を上回る □℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失上許容できる外径を選定する。</p> <p>大型送水ポンプ車により海水を移動式代替熱交換設備に供給する場合については、大型送水ポンプ車の 2. 吐出圧力の設定根拠のホース圧力損失算出条件である 300A (呼び径) を本ホースの外径とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠</p> <p>本ホースの保有数は、重大事故等対処設備として、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備へ供給するために必要な 19 本 (50m : 10 本, 5m : 7 本, 2m : 2 本) の 2 セットに、本ホースは保守点検中でも使用可能であるため、保守点検による待機除外時のバックアップは考慮せず、故障時のバックアップ用として予備 3 本 (核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (原子炉建物放水設備), 原子炉格納施設の圧力低減設備その他の安全設備 (原子炉格納容器安全設備) の予備として兼用) を分散して保管する。</p>		

名	称	大型送水ポンプ車出口ライン送水用 15m ホース
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.00
最 高 使 用 温 度	℃	65
外 径	—	250A
個 数	—	6 (予備 1)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本ホースは大型送水ポンプ車出口ライン送水用 50m, 5m, 2m ホースと移動式代替熱交換設備を接続するホースであり, 重大事故等対処設備として, 大型送水ポンプ車により原子炉補機冷却水を冷却するための海水を移動式代替熱交換設備へ供給し熱交換後, 海へ排水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の圧力は, 移動式代替熱交換設備ストレーナの使用圧力と同じ 1.00MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は, 重大事故等時における移動式代替熱交換設備の使用温度と同じ 65℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は, 圧力損失上許容できる外径を選定する。 大型送水ポンプ車により海水を移動式代替熱交換設備に供給する場合については, 大型送水ポンプ車の 2. 吐出圧力の設定根拠のホース圧力損失算出条件である 250A (呼び径) を本ホースの外径とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 本ホースの保有数は, 重大事故等対処設備として, 大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備へ供給するために必要な 3 本 (15m : 3 本) の 2 セットに, 本ホースは保守点検中でも使用可能であるため, 保守点検による待機除外時のバックアップは考慮せず, 故障時のバックアップ用として予備 1 本を分散して保管する。</p>		

名	称	大型送水ポンプ車出口ライン送水用 10m, 5m ホース
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.40
最 高 使 用 温 度	℃	□
外 径	—	150A
個 数	—	60 (予備 2)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本ホースは大型送水ポンプ車出口ライン送水用 50m, 5m, 2m ホースと大型送水ポンプ車出口ライン送水用 1m ホースを接続するホースであり, 重大事故等対処設備として, 大型送水ポンプ車により海水を原子炉補機代替冷却系へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合は, 大型送水ポンプ車の重大事故等時において使用する場合は □ MPa であるため, これを上回る 1.40MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合は, 重大事故等対策の有効性評価解析 (原子炉設置変更許可申請書添付書類十) において有効性を確認している海水の温度 30℃を上回る □℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合は, 圧力損失上許容できる外径を選定する。 大型送水ポンプ車により海水を原子炉補機代替冷却系に送水する場合は, 大型送水ポンプ車の 2. 吐出圧力の設定根拠のホース圧力損失算出条件である 150A (呼び径) を本ホースの外径とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 本ホースの保有数は, 重大事故等対処設備として, 大型送水ポンプ車により海水を原子炉補機代替冷却系へ送水するために必要な 30 本 (10m : 28 本, 5m : 2 本) の 2 セットに, 本ホースは保守点検中にも使用可能であるため, 保守点検による待機除外時のバックアップは考慮せず, 故障時のバックアップ用として予備 2 本を分散して保管する。</p>		

名	称	大型送水ポンプ車出口ライン送水用 1m ホース
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.40
最 高 使 用 温 度	℃	□
外 径	—	200A
個 数	—	6 (予備 1)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本ホースは大型送水ポンプ車出口ライン送水用 10m, 5m ホースと原子炉補機代替冷却系接続口 (屋内) を接続するホースであり, 重大事故等対処設備として, 大型送水ポンプ車により海水を原子炉補機冷却系へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の圧力は, 大型送水ポンプ車の重大事故等時において使用する場合の圧力が □ MPa であるため, これを上回る 1.40MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は, 重大事故等対策の有効性評価解析 (原子炉設置変更許可申請書添付書類十) において有効性を確認している海水の温度 30℃を上回る □℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は, 圧力損失上許容できる外径を選定する。 大型送水ポンプ車により海水を原子炉補機代替冷却系に送水する場合については, 大型送水ポンプ車の 2. 吐出圧力の設定根拠のホース圧力損失算出条件である 200A (呼び径) を本ホースの外径とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 本ホースの保有数は, 重大事故等対処設備として, 大型送水ポンプ車により海水を原子炉補機代替冷却系へ送水するために必要な 3 本 (1m : 3 本) の 2 セットに, 本ホースは保守点検中にも使用可能であるため, 保守点検による待機除外時のバックアップは考慮せず, 故障時のバックアップ用として予備 1 本とし, 分散して保管する。</p>		

名	称	移動式代替熱交換設備入口ライン戻り用 5m ホース
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外径	—	250A
個数	—	12 (予備 1)
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本ホースは、原子炉補機代替冷却系接続口（南）又は（西）戻り側と移動式代替熱交換設備を接続するホースであり、重大事故等対処設備として、淡水を残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却系熱交換器から移動式代替熱交換設備へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における移動式代替熱交換設備淡水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における移動式代替熱交換設備淡水ポンプの使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失上許容できる外径を選定する。 移動式代替熱交換設備淡水ポンプの 2. 揚程の設定根拠の配管・機器圧力損失算出条件である、250A（呼び径）を本ホースの外径とする</p> <p>4. 個数の設定根拠 本ホースの保有数は、重大事故等対処設備として、移動式代替熱交換設備により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために必要な 6 本（5m : 6 本）の 2 セットに、本ホースは保守点検中にも使用可能であるため、保守点検による待機除外時のバックアップは考慮せず、故障時のバックアップ用として予備 1 本とし、分散して保管する。</p>		

名	称	移動式代替熱交換設備出口ライン供給用 5m ホース
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外径	—	250A
個数	—	12 (予備 1)
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本ホースは、移動式代替熱交換設備と原子炉補機代替冷却系接続口（南）又は（西）供給側を接続するホースであり、重大事故等対処設備として、残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却系熱交換器からの淡水を移動式代替熱交換設備へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の圧力は、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における移動式代替熱交換設備淡水ポンプの使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失上許容できる外径を選定する。 移動式代替熱交換設備淡水ポンプの 2. 揚程の設定根拠の配管・機器圧力損失算出条件である、250A（呼び径）を本ホースの外径とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 本ホースの保有数は、重大事故等対処設備として、残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却系熱交換器から移動式代替熱交換設備に供給するために必要な 6 本（5m：6 本）の 2 セットに、本ホースは保守点検中にも使用可能であるため、保守点検による待機除外時のバックアップは考慮せず、故障時のバックアップ用として予備 1 本とし、分散して保管する。</p>		

8. 原子炉冷却材浄化設備

8.1 原子炉浄化系

名	称	原子炉隔離時冷却系合流部 ～ 原子炉浄化系合流部
最高使用圧力	MPa	8.62
最高使用温度	℃	302
外	径	mm 216.3 / 114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉隔離時冷却系合流部から原子炉浄化系合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設としてサプレッションチェンバのプール水又は復水貯蔵タンクの水を原子炉隔離時冷却ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、サプレッションチェンバのプール水を原子炉隔離時冷却ポンプ又は高圧原子炉代替注水ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1，D 2として下記に示す。</p> <p>原子炉浄化系主配管の設計仕様を表 8.1-1 原子炉浄化系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、8.62MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 1は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、302℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も容量の大きい原子炉隔離時冷却ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプに必要な容量が設計基準対象施設として使用する原子炉浄化系再生熱交換器出口側の設計流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mm, 114.3mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	216.3	18.2	200	0.02542	□*1	□	□
D 2	114.3	11.1	100	0.00666	□*2	□*3	□

注記*1：原子炉浄化系再生熱交換器出口側の設計流量

*2：原子炉浄化系再生熱交換器出口側の設計流量の1/2

*3：当該配管は内部流体が水の場合の炭素鋼配管の配管内最高流速（□m/s）を下回るため問題ない。

名 称		原子炉隔離時冷却系合流部
最高使用圧力	MPa	8.62
最高使用温度	℃	302
外 径	mm	114.3 / 144.3
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、原子炉隔離時冷却系合流部であり、設計基準対象施設としてサプレッションチェンバのプール水又は復水貯蔵タンクの水を原子炉隔離時冷却ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、サプレッションチェンバのプール水を原子炉隔離時冷却ポンプ又は高圧原子炉代替注水ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 3，継手の外径の設定根拠を F 1 として下記に示す。</p> <p>原子炉浄化系主配管の設計仕様を表 8.1-1 原子炉浄化系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、8.62MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ、302℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、302℃ とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も容量の大きい原子炉隔離時冷却ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	114.3	11.1	100	0.00666	□*	□	□

注記*：原子炉隔離時冷却ポンプによる原子炉圧力容器への供給流量

(2) 継手

F 1 : 144.3mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

表 8.1-1 原子炉浄化系主配管の設計仕様表

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉浄化系	原子炉隔離時冷却系合流部 ～ 原子炉浄化系合流部	8.62	P 1	302	T 1	216.3	D 1
						216.3 /216.3 /114.3	—
						216.3 /114.3	—
						114.3	D 2
	原子炉隔離時冷却系合流部	8.62	P 1	302	T 1	114.3	D 3
	144.3					F 1	

VI-1-1-5-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書
(計測制御系統施設)

目 次

1. 概要	1
2. 制御材駆動装置	2
2.1 制御棒駆動機構	2
2.2 制御棒駆動水圧設備	4
3. ほう酸水注入設備	27
3.1 ほう酸水注入系	27
4. 計測装置	44
4.1 起動領域計測装置（中性子源領域計測装置，中間領域計測装置） 及び出力領域計測装置	44
4.2 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力，温度又は 流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置	47
4.3 原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置	60
4.4 原子炉格納容器本体内の圧力，温度，酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を 計測する装置	65
4.5 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は 貯蔵槽内の水位を計測する装置	76
4.6 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置	77
4.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置	81
4.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置	84
5. 工学的安全施設等の起動信号	85
6. 制御用空気設備	88
6.1 逃がし安全弁窒素ガス供給系	88

1. 概要

本説明書は、計測制御系統施設の申請設備に係る仕様設定根拠について説明するものである。

2. 制御材駆動装置

2.1 制御棒駆動機構

名 称	制御棒駆動機構	
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302 (304)
駆動速度	mm/s	76.2
挿入時間	秒	全ストロークの75%挿入まで1.62以下(全炉心平均)
個数	—	137(予備20)
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>制御棒駆動機構は、通常運転時には、通常の運転操作に必要な速度で制御棒を炉心に挿入、引抜きを行い、緊急時には急速に制御棒を炉内に挿入して原子炉スクラム(原子炉緊急停止)を行うために設置する。</p> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に、計測制御系統施設のうち制御材駆動装置の制御棒駆動機構として使用する制御棒駆動機構は、以下の機能を有する。</p> <p>制御棒駆動機構は、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉緊急停止系による発電用原子炉の停止失敗時において、水圧制御ユニットのアキュムレータ及び窒素容器により駆動水をスクラム弁(AV212-126, AV212-127)を介して制御棒駆動機構へ供給し、制御棒を挿入することで発電用原子炉を未臨界に移行できる設計とする。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として設置する制御棒駆動機構の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ8.62 MPa とする。</p> <p>制御棒駆動機構を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ、8.98MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する制御棒駆動機構の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃とする。

制御棒駆動機構を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ、304℃とする。

3. 駆動速度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する制御棒駆動機構の駆動速度は、制御棒の引抜きによる炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化により燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリが破損をしない速度とし、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」において確認されている定格値に対する最大の許容公差を考慮した速度 mm/s の安全側の速度とし、定格値である 76.2mm/s とする。

制御棒駆動機構を重大事故等時において使用する場合の駆動速度は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、76.2mm/s とする。

4. 挿入時間の設定根拠

制御棒駆動機構の挿入時間は、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において確認されているスクラム速度である、全ストロークの 75%挿入まで 1.84 秒より安全側の時間として、1.62 秒以下（定格圧力で全炉心平均）とする。

制御棒駆動機構を重大事故等時において使用する場合の挿入時間は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、全ストロークの 75%挿入まで 1.62 秒以下（定格圧力で全炉心平均）とする。

5. 個数の設定根拠

制御棒駆動機構は、設計基準対象施設として制御棒に合わせ 137 個設置し、保守点検用の予備品として 20 個保管する。

制御棒駆動機構は、設計基準対象施設として 137 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

2.2 制御棒駆動水圧設備

名 称		水圧制御ユニット	
		アキュムレータ	窒素容器
容 量	ℓ/個	<input type="checkbox"/> 以上 (18) (水側有効容量)	<input type="checkbox"/> 以上 (36)
最 高 使 用 圧 力	MPa	15.2	
最 高 使 用 温 度	℃	66	
個 数	—	137	
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>水圧制御ユニットのアキュムレータは、設計基準対象施設として急速に制御棒を炉心内に挿入して発電用原子炉をスクラム（原子炉緊急停止）する場合に制御棒駆動機構のスクラム時の駆動源として、加圧された駆動水を制御棒駆動機構に供給するために設置する。</p> <p>水圧制御ユニットの窒素容器は、設計基準対象施設として制御棒駆動機構のスクラム時の駆動源となる水圧制御ユニットのアキュムレータに高圧の窒素を供給するために設置する。</p> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に、計測制御系統施設のうち制御材駆動装置の制御棒駆動水圧設備（制御棒駆動水圧系）として使用する水圧制御ユニットのアキュムレータ及び窒素容器は、以下の機能を有する。</p> <p>水圧制御ユニットのアキュムレータ及び窒素容器は、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉緊急停止系による発電用原子炉の停止失敗時において、水圧制御ユニットのアキュムレータ及び窒素容器により駆動水をスクラム弁（AV212-126, AV212-127）を介して制御棒駆動機構へ送水し、制御棒を挿入することで発電用原子炉を未臨界に移行する設計とする。</p> 			

【設定根拠】(続き)

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する水圧制御ユニットのアクムレータの容量は、制御棒駆動機構が全ストロークスクラム可能な駆動水量* \square ℓを上回るものとし、 \square ℓ/個以上とする。

重大事故等対処設備として使用する水圧制御ユニットのアクムレータの容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 \square ℓ/個以上とする。

水圧制御ユニットのアクムレータの容量の公称値については \square ℓ/個とする。

設計基準対象施設として使用する水圧制御ユニットの窒素容器の容量は、アクムレータと組み合わせ制御棒駆動機構のスクラム仕様を満足できるように窒素ガスの初期充てん圧力と関連させて決める必要があるため、制御棒駆動機構との組み合わせ試験により決定した。制御棒駆動機構と水圧制御ユニットの組み合わせ試験の結果、アクムレータ容量18ℓ、窒素ガスの初期充てん圧力約 \square MPa、窒素容器容量 \square ℓの条件で制御棒駆動機構のスクラム仕様(全ストロークの75%挿入まで1.62秒以下)を満足させることが確認できたので \square ℓ/個以上とする。

重大事故等対処設備として使用する水圧制御ユニットの窒素容器の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 \square ℓ/個以上とする。

水圧制御ユニットの窒素容器の容量の公称値については \square ℓ/個とする。

注記*：制御棒駆動機構が全ストロークスクラム可能な駆動水量について

全ストロークスクラムに必要な駆動水量

= \square

= \square

= $\square \div \square$ ℓ

\square cm²

\square cm

上記から、制御棒駆動機構が全ストロークスクラム可能な駆動水量は \square ℓとする。

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する水圧制御ユニットのアクيومレータ及び窒素容器の最高使用圧力は、主配管「弁 V212-115～充てん水ライン合流部」の最高使用圧力と同じ 15.2MPa とする。

重大事故等対処設備として使用する水圧制御ユニットのアクيومレータ及び窒素容器の圧力は、重大事故等時における主配管「弁 V212-115～充てん水ライン合流部」の使用圧力と同じ 15.2MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する水圧制御ユニットのアクيومレータ及び窒素容器の最高使用温度は、主配管「弁 V212-115～充てん水ライン合流部」の最高使用温度と同じ 66℃とする。

重大事故等対処設備として使用する水圧制御ユニットのアクيومレータ及び窒素容器の温度は、重大事故等時における主配管「弁 V212-115～充てん水ライン合流部」の使用温度と同じ 66℃とする。

4. 個数の設定根拠

水圧制御ユニットのアクيومレータ及び窒素容器は、設計基準対象施設として制御棒駆動機構 137 個作動させるために必要な個数である 137 個を設置する。

水圧制御ユニットのアクيومレータ及び窒素容器は、設計基準対象施設として 137 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	AV212-126
最高使用圧力	MPa	15.2
最高使用温度	℃	66
個	数	—
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>主要弁 AV212-126 は、主配管「充てん水ライン合流部～弁 AV212-126」上に設置する止め弁である。スクラム時に水圧制御ユニットのアキュムレータからの駆動水を制御棒駆動機構に供給するための設備であり、原子炉緊急停止信号により弁が開動作することによってスクラムをさせるために設置する。</p> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち制御材駆動装置の制御棒駆動水圧設備（制御棒駆動水圧系）に使用する主要弁 AV212-126 は、以下の機能を有する。</p> <p>主要弁 AV212-126 は、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉緊急停止信号により弁が開動作することによってスクラムさせるために使用する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する主要弁 AV212-126 の最高使用圧力は、水圧制御ユニットのアキュムレータの最高使用圧力と同じ 15.2MPa とする。</p> <p>重大事故等時に使用する主要弁 AV212-126 は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、15.2MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する主要弁 AV212-126 の最高使用温度は、水圧制御ユニットのアクキュムレータの最高使用温度と同じ 66℃とする。

重大事故等時に使用する主要弁 AV212-126 は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66℃とする。

3. 個数の設定根拠

主要弁 AV212-126 は、設計基準対象施設として制御棒駆動機構 137 個作動させるために必要な個数である 137 個設置する。

主要弁 AV212-126 は、設計基準対象施設として 137 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	AV212-127
最高使用圧力	MPa	13.8
最高使用温度	℃	66
個	数	—
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>主要弁 AV212-127 は、主配管「弁 V212-102～弁 AV212-127」上に設置する止め弁である。スクラム時に水圧制御ユニットのアクキュムレータから制御棒駆動機構に供給された駆動時の排水をスクラム排水容器へ排出させるための設備であり、原子炉緊急停止信号により弁が開動作することによってスクラムさせるために設置する。</p> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち制御材駆動装置の制御棒駆動水圧設備（制御棒駆動水圧系）に使用する主要弁 AV212-127 は、以下の機能を有する。</p> <p>主要弁 AV212-127 は、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉緊急停止信号により弁が開動作することによってスクラムさせるために使用する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する主要弁 AV212-127 の最高使用圧力は、主配管「弁 V212-102～弁 AV212-127」の最高使用圧力と同じ 13.8MPa とする。</p> <p>重大事故等時に使用する主要弁 AV212-127 は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、13.8MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する主要弁 AV212-127 の最高使用温度は、主配管「弁 V212-102～弁 AV212-127」の最高使用温度と同じ 66 °C とする。

重大事故等時に使用する主要弁 AV212-127 は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66°C とする。

3. 個数の設定根拠

主要弁 AV212-127 は、設計基準対象施設として制御棒駆動機構 137 個作動させるために必要な個数である 137 個設置する。

主要弁 AV212-127 は、設計基準対象施設として 137 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称		弁V212-101 ～ 制御棒駆動機構ハウジング
最高使用圧力	MPa	13.8
最高使用温度	℃	66 (200) / 66
外 径	mm	34.0 / 42.7 / 27.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、弁V212-101から制御棒駆動機構ハウジングを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、制御棒挿入時、制御棒駆動機構ハウジングへ制御棒駆動水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，T 2，外径の設定根拠をD 1，D 2，D 3として下記に示す。</p> <p>制御棒駆動水圧系主配管の設計仕様を表2.2-1 制御棒駆動水圧系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p style="margin-left: 2em;"><u>P 1 : 13.8MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、制御棒駆動水圧ポンプの最高使用圧力と同じ13.8MPaとする。</p> <p style="margin-left: 2em;">本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における制御棒駆動水圧ポンプの使用圧力と同じ13.8MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p style="margin-left: 2em;"><u>T 1 : 66℃ (200℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 1は、水圧制御ユニットのアクチュエータの最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p style="margin-left: 2em;">本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の限界温度に合わせ、200℃とする。</p> <p style="margin-left: 2em;"><u>T 2 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は、水圧制御ユニットのアクチュエータの最高使用温度と同じ66℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する制御棒駆動水量を基に設定しており、重大事故等時に使用する制御棒駆動水量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し、選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、34.0mm, 42.7mm, 27.2mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	34.0	4.5	25	0.00049			
D 2	42.7	4.9	32	0.00085			
D 3	27.2	3.9	20	0.00030			

名 称	制御棒駆動機構ハウジング ～ 弁V212-102	
最高使用圧力	MPa	13.8
最高使用温度	℃	66 / 66 (200)
外 径	mm	27.2 / 34.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、制御棒駆動機構ハウジングから弁V212-102を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、制御棒引抜時、制御棒駆動機構ハウジングから制御棒駆動水を排出するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，T 2，外径の設定根拠をD 4，D 5として下記に示す。</p> <p>制御棒駆動水圧系主配管の設計仕様を表2.2-1 制御棒駆動水圧系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p style="margin-left: 2em;"><u>P 1 : 13.8MPa</u></p> <p style="margin-left: 2em;">設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、制御棒駆動水圧ポンプの最高使用圧力と同じ13.8MPaとする。</p> <p style="margin-left: 2em;">本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における制御棒駆動水圧ポンプの使用圧力と同じ13.8MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p style="margin-left: 2em;"><u>T 1 : 66℃ (200℃)</u></p> <p style="margin-left: 2em;">設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 1は、水圧制御ユニットのアクチュムレータの最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p style="margin-left: 2em;">本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の限界温度に合わせ、200℃とする。</p> <p style="margin-left: 2em;"><u>T 2 : 66℃</u></p> <p style="margin-left: 2em;">設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は、水圧制御ユニットのアクチュムレータの最高使用温度と同じ66℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する制御棒駆動水量を基に設定しており、重大事故等時に使用する制御棒駆動水量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し、選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、27.2mm、34.0mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	27.2	3.9	20	0.00030	□	□	□
D 5	34.0	4.5	25	0.00049	□	□	□

名	称	窒素容器 ～ アキュムレータ
最高使用圧力	MPa	15.2
最高使用温度	℃	66
外	径	mm
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、窒素容器及びアキュムレータを接続するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 6として下記に示す。</p> <p>制御棒駆動水圧系主配管の設計仕様を表2.2-1 制御棒駆動水圧系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 15.2MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、水圧制御ユニットのアキュムレータの最高使用圧力と同じ15.2MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における水圧制御ユニットのアキュムレータの使用圧力と同じ15.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は、水圧制御ユニットのアキュムレータの最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における水圧制御ユニットのアキュムレータの使用温度と同じ66℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径D 6は、重大事故等時に使用する制御棒駆動水量を基に設定しており、重大事故等時に使用する制御棒駆動水量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、先行BWRプラント実績に基づき原子炉スクラム動作に対して十分実績のある外径として、27.2mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 6	27.2	3.9	20	0.00030	—	—	—

名 称		アキュムレータ ～ 充てん水ライン合流部
最高使用圧力	MPa	15.2
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	<input type="text"/>
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、アキュムレータから充てん水ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉スクラム時、制御棒駆動機構ハウジングへ制御棒駆動水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3，最高使用温度の設定根拠を T 2，外径の設定根拠を D 7 として下記に示す。</p> <p>制御棒駆動水圧系主配管の設計仕様を表 2.2-1 制御棒駆動水圧系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 15.2MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 3 は、水圧制御ユニットのアキュムレータの最高使用圧力と同じ 15.2MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における水圧制御ユニットのアキュムレータの使用圧力と同じ 15.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 2 は、水圧制御ユニットのアキュムレータの最高使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における水圧制御ユニットのアキュムレータの使用温度と同じ 66℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径D7は、重大事故等時に使用する制御棒駆動水量を基に設定しており、重大事故等時に使用する制御棒駆動水量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、先行BWRプラント実績に基づき原子炉スクラム動作に対して十分実績のある外径として、mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D7	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.00051	—	—	—

名 称	充てん水ライン合流部 ～ 弁 AV212-126	
最高使用圧力	MPa	15.2
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	<input style="width: 30px; height: 15px;" type="text"/>
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、充てん水ライン合流部から弁AV212-126を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉スクラム時、制御棒駆動機構ハウジングへ制御棒駆動水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>制御棒駆動水圧系主配管の設計仕様を表2.2-1 制御棒駆動水圧系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p style="margin-left: 20px;"><u>P 3 : 15.2MPa</u></p> <p style="margin-left: 20px;">設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、水圧制御ユニットのアクキュムレータの最高使用圧力と同じ15.2MPaとする。</p> <p style="margin-left: 20px;">本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における水圧制御ユニットのアクキュムレータの使用圧力と同じ15.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p style="margin-left: 20px;"><u>T 2 : 66℃</u></p> <p style="margin-left: 20px;">設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は、水圧制御ユニットのアクキュムレータの最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p style="margin-left: 20px;">本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における水圧制御ユニットのアクキュムレータの使用温度と同じ66℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径D7は、重大事故等時に使用する制御棒駆動水量を基に設定しており、重大事故等時に使用する制御棒駆動水量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、先行BWRプラント実績に基づき原子炉スクラム動作に対して十分実績のある外径として、mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D7	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.00051	—	—	—




名 称		弁AV212-126 ～ 弁V212-101
最高使用圧力	MPa	13.8
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、弁AV212-126から弁V212-101を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、制御棒挿入時、制御棒駆動機構ハウジングへ制御棒駆動水を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 1として下記に示す。</p> <p>制御棒駆動水圧系主配管の設計仕様を表2.2-1 制御棒駆動水圧系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 13.8MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、制御棒駆動水圧ポンプの最高使用圧力と同じ13.8MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における制御棒駆動水圧ポンプの使用圧力と同じ13.8MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は、水圧制御ユニットのアクيومレータの最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における水圧制御ユニットのアクيومレータの使用温度と同じ66℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径D 1 は、重大事故等時に使用する制御棒駆動水量を基に設定しており、重大事故等時に使用する制御棒駆動水量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、34.0mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	34.0	4.5	25	0.00049			

名 称		弁V212-102 ～ 弁AV212-127
最高使用圧力	MPa	13.8
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	27.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、弁 V212-102 から弁 AV212-127 を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、制御棒引抜時、制御棒駆動機構ハウジングから制御棒駆動水を排出するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 2，外径の設定根拠を D 4 として下記に示す。</p> <p>制御棒駆動水圧系主配管の設計仕様を表 2.2-1 制御棒駆動水圧系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p style="margin-left: 20px;"><u>P 1 : 13.8MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、制御棒駆動水圧ポンプの最高使用圧力と同じ 13.8MPa とする。</p> <p style="margin-left: 20px;">本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における制御棒駆動水圧ポンプの使用圧力と同じ 13.8MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p style="margin-left: 20px;"><u>T 2 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 2 は、水圧制御ユニットのアクキュムレータの最高使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p style="margin-left: 20px;">本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における水圧制御ユニットのアクキュムレータの使用温度と同じ 66℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径D4は、重大事故等時に使用する制御棒駆動水量を基に設定しており、重大事故等時に使用する制御棒駆動水量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、27.2mmとする。





項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D4	27.2	3.9	20	0.00030			

表 2.2-1 制御棒駆動水圧系主配管の設計仕様表 (その1)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
制御棒駆動水圧系 弁 V212-101 ～ 制御棒駆動機構ハウジ ング	13.8	P 1	66 (200*)	T 1	34.0	D 1
					43.2	—
					/34.5	—
					42.7	D 2
					43.2	—
					/—	—
					/43.2	—
			43.2	—		
			43.2	—		
			43.2	—		
			/34.5	—		
			43.2	—		
			42.7	D 2		
			43.2	—		
43.2	—					
/27.7	—					
27.2	D 3					
制御棒駆動機構ハウジ ング ～ 弁 V212-102	13.8	P 1	66	T 2	27.2	D 4
					34.5	—
					/27.7	—
					34.0	D 5
					34.5	—
					34.5	—
					34.5	—
			34.5	—		
			34.0	D 5		
			34.5	—		
			34.5	—		
			/—	—		
			/34.5	—		
			34.5	—		
/27.7	—					
27.2	D 4					
34.5	—					
/27.7	—					

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 2.2-1 制御棒駆動水圧系主配管の設計仕様表 (その2)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
制御棒駆動水圧系	窒素容器 ～ アキュムレータ	15.2	P 3	66	T 2	27.2	D 6
	アキュムレータ ～ 充てん水ライン合流部	15.2	P 3	66	T 2		D 7
	充てん水ライン合流部 ～ 弁 AV212-126	15.2	P 3	66	T 2		D 7
	弁 AV212-126 ～ 弁 V212-101	13.8	P 1	66	T 2	34.0	D 1
	弁 V212-101 ～ 弁 V212-102					34.5	—
	弁 V212-102 ～ 弁 AV212-127	13.8	P 1	66	T 2	27.2	D 4
						27.7	—

S2 補 VI-1-1-5-4 R1

3. ほう酸水注入設備

3.1 ほう酸水注入系

名 称	ほう酸水注入ポンプ	
容 量	m ³ /h/個	□以上(9.72)
吐 出 圧 力	MPa	□以上(11.04)
最 高 使 用 圧 力	MPa	吸込側 0.93 / 吐出側 11.8
最 高 使 用 温 度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	□
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>ほう酸水注入ポンプは、設計基準対象施設として運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉を未臨界に移行するために設置する。</p> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に、計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）として使用するほう酸水注入ポンプは、以下の機能を有する。</p> <p>ほう酸水注入ポンプは、運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行するために設置する。</p> <p>系統構成は、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプにより原子炉圧力容器に十分なほう酸水を注入し、原子炉を未臨界に移行できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（ほう酸水注入系）として使用するほう酸水注入ポンプは、以下の機能を有する。</p> <p>ほう酸水注入ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、ほう酸水貯蔵タンクを水源としてほう酸水注入ポンプによりほう酸水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に注水することで、原子炉を冷却し、重大事故等の進展を抑制できる設計とする。</p> 		

【設 定 根 拠】（続き）

重大事故等時に、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（ほう酸水注入系）として使用するほう酸水注入ポンプは、以下の機能を有する。

ほう酸水注入ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合においてほう酸水貯蔵タンクを水源としてほう酸水注入ポンプによりほう酸水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に注入することで、熔融炉心のペDESTAL内への落下を遅延・防止できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入ポンプの容量は、ほう酸水注入系貯蔵タンク有効容積 $\square \text{ m}^3$ *1 すべてを $\square \text{ min}$ *2 以内で注入する必要があることから、 $\square \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ *3 を上回るものとし、 $\square \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

ほう酸水注入ポンプを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、 $\square \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

なお、同容量において十分な反応度制御能力を有することを重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）にて確認している。

公称値については、 \square 9.72 $\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ とする。

注記*1：ほう酸水貯蔵タンクの有効容積は、ほう酸水の必要貯蔵量 $\square \text{ m}^3$ を上回る $\square \text{ m}^3$ とする。

*2：ほう酸水の注入時間について

ほう酸水の注入時間は、炉水中のボロン濃度変化限度を基に設定する。

ボロン濃度変化限度は、最低反応度印加速度 $\square \Delta \text{ k}/\text{min}$ を上回るボロン注入速度として $\square \text{ ppm}/\text{min}$ 以上とする。

実効造倍率 \square 以下にするために必要なボロン濃度は、平成12年3月10日付平成12・02・15資第5号にて認可された工事計画の添付書類IV-3-2「制御能力についての計算書」より、 $\square \text{ ppm}$ に不完全混合に対する余裕をとった $\square \text{ ppm}$ とする。

以上より、許容注入時間は以下のとおりとなる。

【設定根拠】(続き)

$$\square \text{ ppm} \div \square \text{ ppm/min} = \square \text{ min} \div \square \text{ min}$$

上記より、ほう酸水の注入時間は、 \square min 以下となる。

*3：ほう酸水注入ポンプによる原子炉圧力容器への注入の必要容量は、許容注入時間の最長時間が \square min、ほう酸水貯蔵タンクの有効容積が $\square \text{ m}^3$ であり、これに補給水系からの吸込量を加えると、以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} \text{ポンプ容量} &= \frac{\text{ほう酸水有効容量 (l)}}{\text{注入時間 (min)}} + \text{補給水系からの吸込量} \\ &= \frac{\square \times 10^3}{\square} + \square \times 10^3 = \square \div \square \text{ l/min} = \square \text{ m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

上記から、ほう酸水注入ポンプの容量は上記を上回るものとし、 $\square \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

【設定根拠】(続き)

2. 吐出圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入ポンプの吐出圧力は、下記を考慮して決定する。

原子炉圧力	<input type="text"/>	MPa
静水頭	<input type="text"/>	MPa
原子炉底部の下部プレナムに加わる ジェットポンプ吐出圧力	<input type="text"/>	MPa
配管・弁圧力損失	<input type="text"/>	MPa
加速抵抗	<input type="text"/>	MPa
<hr/>		
合計	<input type="text"/>	MPa

上記から、ほう酸水注入ポンプの吐出圧力は、 MPa を上回る MPa 以上とする。

ほう酸水注入ポンプを重大事故等時において使用する場合の吐出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、 MPa 以上とする。

公称値については、 11.04MPa とする。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用圧力の設定根拠

(1) 吸込側

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入ポンプの吸込側の最高使用圧力は、主配管「ほう酸水貯蔵タンク～ほう酸水注入ポンプ」の最高使用圧力と同じ0.93MPaとする。

ほう酸水注入ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、0.93MPaとする。

(2) 吐出側

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入ポンプの吐出側の最高使用圧力は、ほう酸水注入ポンプの吐出圧力を上回る圧力とし、11.8MPaとする。

ほう酸水注入ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、11.8MPaとする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入ポンプの最高使用温度は、主配管「ほう酸水貯蔵タンク～ほう酸水注入ポンプ」の最高使用温度に合わせ、66℃とする。

ほう酸水注入ポンプを重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、66℃とする。

【設定根拠】(続き)

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入ポンプの原動機出力は、下記の式を用いて、容量及び吐出圧力を考慮して決定する。

$$P_u = \frac{10^3}{60} \cdot Q \cdot p$$

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

$$P = \frac{10^3 \cdot Q \cdot p}{60 \cdot \eta / 100}$$

(引用文献：日本産業規格 J I S B 8 3 1 1 (2002)「往復ポンプ—試験方法」)

P : 軸動力 (kW)

P_u : 水動力 (kW)

Q : 容量 (m³/min) = 0.162

p : 吐出圧力 (MPa) = 11.04 (ピーク値)

η : ポンプ効率 (%)

$$\eta = \eta_m \times \eta_g \times \eta_v \times 10^{-4} = \square \div \square$$

$$\eta_m : \text{ポンプ機械効率 (\%)} = \square$$

$$\eta_g : \text{減速機効率 (\%)} = \square$$

$$\eta_v : \text{ポンプ容積効率 (\%)} = \square$$

$$P = \frac{10^3 \times 0.162 \times 11.04}{60 \times \square / 100} = \square \div 39 \text{ kW}$$

上記から、ほう酸水注入ポンプの原動機出力は、必要軸動力を上回る出力として \square kW/個とする。

ほう酸水注入ポンプを重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設として使用する原動機出力と変わらない。

以上より、設計基準対象施設と同仕様とし、 \square kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

ほう酸水注入ポンプ(原動機含む。)は、設計基準対象施設としてほう酸水を原子炉圧力容器に注水するために必要な個数である1個に、故障時及び保守点検時による待機除外時を考慮し、合計2個設置する。

ほう酸水注入ポンプ(原動機含む。)は、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称	ほう酸水貯蔵タンク	
容 量	m ³ /個	□以上(23.2)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 ほう酸水貯蔵タンクは、設計基準対象施設として制御棒の挿入不能の場合に原子炉に注入するほう酸水を貯蔵するために設置する。ほう酸水の濃度は15℃において□wt%以上であり、定期的に試料採取を行うことによって確認する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に、計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）として使用するほう酸水貯蔵タンクは、以下の機能を有する。 ほう酸水貯蔵タンクは、運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行するために設置する。 系統構成は、ほう酸水注入ポンプの水源となるほう酸水貯蔵タンクは重大事故等時において、原子炉圧力容器に注入するために十分な量のほう酸水を貯蔵できる設計とする。 重大事故等時に、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（ほう酸水注入系）として使用するほう酸水貯蔵タンクは、以下の機能を有する。 ほう酸水貯蔵タンクは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却器機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は、ほう酸水貯蔵タンクを水源としてほう酸水注入ポンプによりほう酸水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に注水することで、原子炉を冷却し、重大事故等の進展を抑制できる設計とする。 		

【設 定 根 拠】（続き）

重大事故等時に、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（ほう酸水注入系）として使用するほう酸水貯蔵タンクは、以下の機能を有する。

ほう酸水貯蔵タンクは、炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合においてほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプによりほう酸水注入系等を介してほう酸水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に注入することで、熔融炉心のペDESTAL内への落下を遅延・防止できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用するほう酸水貯蔵タンクの容量は、ほう酸水の必要貯蔵量 $\square \text{ m}^3$ *を上回る容量として、タンク内有効容積 $\square \text{ m}^3$ とタンク内無効容積 $\square \text{ m}^3$ を考慮し、 $\square \text{ m}^3$ とする。

ほう酸水貯蔵タンクを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、 $\square \text{ m}^3$ 以上とする。

公称値については要求される容量である $\square \text{ m}^3$ 以上を上回る 23.2 m^3 とする。

注記*：ほう酸水の貯蔵量について

ほう酸水の貯蔵量は、ほう酸水を注入して原子炉を低温停止に至らせ、その状態を余裕を持って維持するのに必要な原子炉冷却材中のボロン濃度を考慮する。

必要ボロン濃度は、平成 16 年 11 月 9 日付平成 16・08・05 原第 32 号にて認可された工事計画の添付書類IV-2「制御能力についての計算書」より、実効増倍率 \square 以下にするのに必要なボロン濃度 $\square \text{ ppm}$ に不完全混合に対する余裕をとった $\square \text{ ppm}$ とする。

ここで、ほう酸水は五ほう酸ナトリウム溶液が使用されているため、必要ボロン濃度から五ほう酸ナトリウムの量に換算する。

必要ボロン濃度に対するボロン量は、原子炉冷却材水量が $\square \times 10^3 \text{ kg}$ であるため、 $\square \times 10^3 \times \square \times 10^{-6} = \square \text{ kg}$

となる。そして五ほう酸ナトリウム中のボロン含有率は $\square \text{ wt}\%$ であることから、五ほう酸ナトリウムの量に換算すると、必要五ほう酸ナトリウム量は、以下のとおりである。

【設定根拠】(続き)

$$\begin{aligned} \text{必要五ほう酸ナトリウム量} &= \boxed{} \times \frac{100}{\boxed{}} \\ &= \boxed{} \div \boxed{} \text{ kg} \end{aligned}$$

また、五ほう酸ナトリウムの設計飽和温度 15°Cにおける溶解度は $\boxed{}$ wt%で、溶液の密度は $\boxed{}$ kg/m³ (27°C) である。したがって、ほう酸水の貯蔵量は、

$$\begin{aligned} \text{貯蔵量} &= \frac{\text{必要五ほう酸ナトリウム量(kg)}}{\text{五ほう酸ナトリウム飽和溶解度} \times \text{密度(kg/m}^3\text{)}} \\ &= \frac{\boxed{}}{\boxed{} \times \boxed{}} \\ &= \boxed{} \div \boxed{} \text{ m}^3 \end{aligned}$$

上記から、ほう酸水の必要貯蔵量は $\boxed{}$ m³ とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するほう酸水貯蔵タンクの最高使用圧力は、ほう酸水貯蔵タンクが開放タンクであるため静水頭とする。

ほう酸水貯蔵タンクを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するほう酸水貯蔵タンクの最高使用温度は、ほう酸水貯蔵タンクのヒータの加熱最高温度 43°Cを上回るものとし、66°Cとする。

ほう酸水貯蔵タンクを重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、66°Cとする。

4. 個数の設定根拠

ほう酸水貯蔵タンクは、設計基準対象施設として制御棒の挿入不能の場合に原子炉に注入するほう酸水を貯蔵するために必要な個数である 1 個設置する。

ほう酸水貯蔵タンクは、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	RV225-1A, B
吹出圧力	MPa	11.8
個数	—	2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>安全弁 RV225-1A, B は、主配管「ほう酸水注入ポンプ～差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）」上に設置する逃がし弁である。</p> <p>安全弁 RV225-1A, B は、設計基準対象施設として主配管「ほう酸水注入ポンプ～差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）」の圧力が、最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に主配管「ほう酸水注入ポンプ～差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）」の圧力が、設計基準対象施設の最高使用圧力になった場合に開動作して設計基準対象施設の最高使用圧力以下に維持する。</p> <p>1. 吹出圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する安全弁 RV225-1A, B の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「ほう酸水注入ポンプ～差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）」の最高使用圧力に合わせ、11.8MPa とする。</p> <p>安全弁 RV225-1A, B を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、11.8MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>安全弁 RV225-1A, B は、設計基準対象施設として主配管「ほう酸水注入ポンプ～差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である各系列に 1 個とし、合計 2 個設置する。</p> <p>安全弁 RV225-1A, B は、設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	ほう酸水貯蔵タンク ～ ほう酸水注入ポンプ
最高使用圧力	MPa	静水頭/0.93
最高使用温度	℃	66
外	径	mm
		89.1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、ほう酸水貯蔵タンクからほう酸水注入ポンプまでを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、ほう酸水貯蔵タンクのほう酸水をほう酸水注入ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, P 2, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 1 として下記に示す。</p> <p>ほう酸水注入系主配管の設計仕様を表 3.1-1 ほう酸水注入系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 静水頭</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、ほう酸水貯蔵タンクの最高使用圧力に合わせ、静水頭とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時におけるほう酸水貯蔵タンクの使用圧力に合わせ、静水頭とする。</p> <p><u>P 2 : 0.93MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 2 は、補給水系の最高使用圧力に合わせ、0.93MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における補給水系の使用圧力に合わせ、0.93MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 66℃




設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、ほう酸水貯蔵タンクの最高使用温度に合わせ、66℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるほう酸水貯蔵タンクの使用温度に合わせ、66℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用するほう酸水注入ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用するほう酸水注入ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、89.1mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	89.1	5.5	80	0.00479	 *		

注記*：ほう酸水注入ポンプの設計流量

名 称	ほう酸水注入ポンプ ～ 差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）	
最高使用圧力	MPa	11.8 / 8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	66 / 302 (304)
外 径	mm	48.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、ほう酸水注入ポンプから差圧検出・ほう酸水注入系配管までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、ほう酸水貯蔵タンクのほう酸水をほう酸水注入ポンプにより原子炉压力容器に注入するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3、P 4、最高使用温度の設定根拠を T 1、T 2、外径の設定根拠を D 2 として下記に示す。</p> <p>ほう酸水注入系主配管の設計仕様を表 3.1-1 ほう酸水注入系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 11.8MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 3 は、ほう酸水注入ポンプの吐出側の最高使用圧力に合わせ、11.8MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時におけるほう酸水注入ポンプの吸込側の使用圧力に合わせ、11.8MPa とする。</p> <p><u>P 4 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 4 は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPa とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 66℃

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、ほう酸水注入ポンプの最高使用温度に合わせ、66℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるほう酸水注入ポンプの使用温度に合わせ、66℃とする。

T 2 : 302℃ (304℃)




設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 2 は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ、304℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用するほう酸水注入ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用するほう酸水注入ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、48.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	48.6	5.1	40	0.00116			

注記* : ほう酸水注入ポンプの設計流量




名	称	ほう酸水注入ポンプ出口連絡管
最高使用圧力	MPa	11.8
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	48.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、それぞれのほう酸水注入ポンプから差圧検出・ほう酸水注入系配管を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、ほう酸水貯蔵タンクのほう酸水をほう酸水注入ポンプにより原子炉圧力容器に注入するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 2として下記に示す。</p> <p>ほう酸水注入系主配管の設計仕様を表 3.1-1 ほう酸水注入系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 11.8MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「ほう酸水注入ポンプ～差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）」の最高使用圧力P 3に合わせ、11.8MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「ほう酸水注入ポンプ～差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）」の使用圧力に合わせ、11.8MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「ほう酸水注入ポンプ～差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）」の最高使用温度T 1に合わせ、66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「ほう酸水注入ポンプ～差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）」の使用温度に合わせ、66℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するほう酸水注入ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用するほう酸水注入ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカ社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、48.6mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	48.6	5.1	40	0.00116	 *		

注記*：ほう酸水注入ポンプの設計流量

表 3.1-1 ほう酸水注入系主配管の設計仕様表

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
ほう酸水注入系	ほう酸水貯蔵タンク ～ ほう酸水注入ポンプ	静水頭	P 1	66	T 1	89.1	D 1
		0.93	P 2	66	T 1	89.1	D 1
						/89.1	—
						/89.1	—
						89.1 /89.1	—
						/—	—
	89.1 /— /89.1	—					
	ほう酸水注入ポンプ ～ 差圧検出・ほう酸水注入系 配管 (ティーより N11 ノズ ルまでの外管)	11.8	P 3	66	T 1	48.6	D 2
						/49.1	—
						/—	—
		8.62 (8.98*)	P 4	302 (304*)	T 2	49.1	—
						/49.1	—
						/49.1	—
						48.6	D 2
49.1 /49.1						—	
/—	—						
49.1	—						
ほう酸水注入ポンプ出口 連絡管	11.8	P 3	66	T 1	48.6	D 2	
					49.1	—	
					49.1 /49.1	—	
/—	—						

注記* : 重大事故等時における使用時の値

4. 計測装置

4.1 起動領域計測装置（中性子源領域計測装置，中間領域計測装置）及び出力領域計測装置

名	称	中性子源領域計装
個	数	4
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 中性子源領域計装は，設計基準対象施設として炉心における中性子束密度を計測するとともに，計測結果を表示し，記録し，及び保存するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する中性子源領域計装は，以下の機能を有する。 中性子源領域計装は，重大事故等が発生し，計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において，当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。 中性子源領域計装の装置の構成，計測範囲等については，添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。 <p>1. 個数の設定根拠 中性子源領域計装は，設計基準対象施設として炉心における中性子束密度を計測するために必要な個数であり，当該中性子束密度を計測可能なように4個設置する。 中性子源領域計装は，設計基準対象施設として4個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	中間領域計装
個数	—	8
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 中間領域計装は、設計基準対象施設として炉心における中性子束密度を計測するとともに、計測結果を表示し、記録し、及び保存するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する中間領域計装は、以下の機能を有する。 中間領域計装は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。 中間領域計装の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。 <p>1. 個数の設定根拠 中間領域計装は、設計基準対象施設として炉心における中性子束密度を計測するために必要な個数であり、当該中性子束密度を計測可能なように8個設置する。 中間領域計装は、設計基準対象施設として8個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	出力領域計装
個 数	—	93
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計基準対象施設 <p>出力領域計装は、設計基準対象施設として炉心における中性子束密度を計測するとともに、計測結果を表示し、記録し、及び保存するために設置する。</p> ・ 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する出力領域計装は、以下の機能を有する。</p> <p>出力領域計装は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>出力領域計装の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>出力領域計装は、設計基準対象施設として炉心における中性子束密度を計測するために必要な個数であり、当該中性子束密度を計測可能なように 4 個の検出器で構成される検出器集合体を 31 本設置し、合計 124 個設置する。</p> <p>出力領域計装は、設計基準対象施設として 124 個設置しているもののうち平均出力領域計装に信号を送る 93 個の検出器を重大事故等対処設備として使用する。</p>		

4.2 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力、温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置

名	称	残留熱除去ポンプ出口圧力
個	数	— 3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 残留熱除去ポンプ出口圧力は、設計基準対象施設として原子炉冷却材の圧力を計測するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する残留熱除去ポンプ出口圧力は、以下の機能を有する。 <p>残留熱除去ポンプ出口圧力は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>残留熱除去ポンプ出口圧力の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>残留熱除去ポンプ出口圧力は、設計基準対象施設として当該圧力を計測するために必要な個数であり、各系統の当該圧力を計測可能なように各1個とし、合計3個設置する。</p> <p>残留熱除去ポンプ出口圧力は、設計基準対象施設として3個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計基準対象施設 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力は、設計基準対象施設として原子炉冷却材の圧力を計測するために設置する。 ・ 重大事故等対処設備 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する低圧炉心スプレイポンプ出口圧力は、以下の機能を有する。 <p>低圧炉心スプレイポンプ出口圧力は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力は、設計基準対象施設として当該圧力を計測するために必要な個数であり、当該圧力を計測可能なように1個設置する。</p> <p>低圧炉心スプレイポンプ出口圧力は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	残留熱除去系熱交換器入口温度
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計基準対象施設 残留熱除去系熱交換器入口温度は、設計基準対象施設として原子炉冷却材の温度を計測するために設置する。 ・ 重大事故等対処設備 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する残留熱除去系熱交換器入口温度は、以下の機能を有する。 <p>残留熱除去系熱交換器入口温度は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>残留熱除去系熱交換器入口温度の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>残留熱除去系熱交換器入口温度は、設計基準対象施設として当該温度を計測するために必要な個数であり、各系統の当該温度を計測可能なように各1個とし、合計2個設置する。</p> <p>残留熱除去系熱交換器入口温度は、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	残留熱除去系熱交換器出口温度
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計基準対象施設 残留熱除去系熱交換器出口温度は、設計基準対象施設として原子炉冷却材の温度を計測するために設置する。 ・ 重大事故等対処設備 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する残留熱除去系熱交換器出口温度は、以下の機能を有する。 <p>残留熱除去系熱交換器出口温度は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>残留熱除去系熱交換器出口温度の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>残留熱除去系熱交換器出口温度は、設計基準対象施設として当該温度を計測するために必要な個数であり、各系統の当該温度を計測可能なように各1個とし、合計2個設置する。</p> <p>残留熱除去系熱交換器出口温度は、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	残留熱除去ポンプ出口流量
個	数	—
		3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 残留熱除去ポンプ出口流量は、設計基準対象施設として原子炉冷却材の流量及び原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する残留熱除去ポンプ出口流量は、以下の機能を有する。 残留熱除去ポンプ出口流量は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。 残留熱除去ポンプ出口流量の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。 <p>1. 個数の設定根拠 残留熱除去ポンプ出口流量は、設計基準対象施設として当該流量を計測するために必要な個数であり、各系統の当該流量を計測可能なように各1個とし、合計3個設置する。 残留熱除去ポンプ出口流量は、設計基準対象施設として3個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
個	数	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量は、設計基準対象施設として原子炉冷却材の流量を計測するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量は、以下の機能を有する。 <p>原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量は、設計基準対象施設として当該流量を計測するために必要な個数であり、当該流量を計測可能なように1個設置する。</p> <p>原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	高圧炉心スプレイポンプ出口流量
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計基準対象施設 高圧炉心スプレイポンプ出口流量は、設計基準対象施設として原子炉冷却材の流量を計測するために設置する。 ・ 重大事故等対処設備 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する高圧炉心スプレイポンプ出口流量は、以下の機能を有する。 <p>高圧炉心スプレイポンプ出口流量は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>高圧炉心スプレイポンプ出口流量の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>高圧炉心スプレイポンプ出口流量は、設計基準対象施設として当該流量を計測するために必要な個数であり、当該流量を計測可能なように1個設置する。</p> <p>高圧炉心スプレイポンプ出口流量は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	低圧炉心スプレイポンプ出口流量
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計基準対象施設 低圧炉心スプレイポンプ出口流量は、設計基準対象施設として原子炉冷却材の流量を計測するために設置する。 ・ 重大事故等対処設備 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する低圧炉心スプレイポンプ出口流量は、以下の機能を有する。 <p>低圧炉心スプレイポンプ出口流量は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>低圧炉心スプレイポンプ出口流量の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>低圧炉心スプレイポンプ出口流量は、設計基準対象施設として当該流量を計測するために必要な個数であり、当該流量を計測可能なように1個設置する。</p> <p>低圧炉心スプレイポンプ出口流量は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	高圧原子炉代替注水流量
個	数	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する高圧原子炉代替注水流量は、以下の機能を有する。</p> <p>高圧原子炉代替注水流量は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>高圧原子炉代替注水流量の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>高圧原子炉代替注水流量は、重大事故等対処設備として当該流量を計測するために必要な個数であり、当該流量を計測可能なように1個設置する。</p>		

名	称	代替注水流量（常設）
個	数	— 1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する代替注水流量（常設）は、以下の機能を有する。 <p>代替注水流量（常設）は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>代替注水流量（常設）の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>代替注水流量（常設）は、重大事故等対処設備として当該流量を計測するために必要な個数であり、当該流量を計測可能なように1個設置する。</p>		

名	称	低圧原子炉代替注水流量
個 数	—	2
<p data-bbox="284 394 512 425">【設 定 根 拠】</p> <p data-bbox="284 443 395 474">(概 要)</p> <ul data-bbox="284 492 552 524" style="list-style-type: none"> <li data-bbox="284 492 552 524">・ 重大事故等対処設備 <p data-bbox="296 542 1441 618">重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する低圧原子炉代替注水流量は、以下の機能を有する。</p> <p data-bbox="296 680 1441 860">低圧原子炉代替注水流量は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p data-bbox="296 878 1469 954">低圧原子炉代替注水流量の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <ol data-bbox="268 1016 523 1048" style="list-style-type: none"> <li data-bbox="268 1016 523 1048">1. 個数の設定根拠 <p data-bbox="296 1066 1469 1142">低圧原子炉代替注水流量は、重大事故等対処設備として当該流量を計測するために必要な個数であり、当該流量を計測可能なように2個設置する。</p>		

名	称	低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）
個 数	—	2
<p data-bbox="284 394 512 425">【設 定 根 拠】</p> <p data-bbox="284 443 395 474">(概 要)</p> <ul data-bbox="284 492 552 524" style="list-style-type: none"> <li data-bbox="284 492 552 524">・ 重大事故等対処設備 <p data-bbox="296 542 1441 618">重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）は、以下の機能を有する。</p> <p data-bbox="296 685 1441 855">低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p data-bbox="296 878 1441 999">低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p data-bbox="268 1066 523 1097">1. 個数の設定根拠</p> <p data-bbox="296 1115 1469 1191">低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）は、重大事故等対処設備として当該流量を計測するために必要な個数であり、当該流量を計測可能なように2個設置する。</p>		

名	称	残留熱代替除去系原子炉注水流量
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する残留熱代替除去系原子炉注水流量は、以下の機能を有する。</p> <p>残留熱代替除去系原子炉注水流量は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>残留熱代替除去系原子炉注水流量の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>残留熱代替除去系原子炉注水流量は、重大事故等対処設備として当該流量を計測するために必要な個数であり、当該流量を計測可能なように1個設置する。</p>		

4.3 原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

名	称	原子炉圧力
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計基準対象施設 原子炉圧力は、設計基準対象施設として原子炉压力容器内の圧力を計測するために設置する。 ・ 重大事故等対処設備 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する原子炉圧力は、以下の機能を有する。 <p>原子炉圧力は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>原子炉圧力の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>原子炉圧力は、設計基準対象施設として当該圧力を計測するために必要な個数であり、当該圧力を計測可能なように8個設置する。</p> <p>原子炉圧力は、設計基準対象施設として8個設置しているもののうち2個を重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	原子炉圧力 (S A)
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する原子炉圧力 (S A) は、以下の機能を有する。</p> <p>原子炉圧力 (S A) は、重大事故等が発生し、計測機器 (非常用のものを含む。) の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>原子炉圧力 (S A) の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>原子炉圧力 (S A) は、重大事故等対処設備として当該圧力を計測するために必要な個数であり、当該圧力を計測可能なように1個を設置する。</p>		

名	称	原子炉水位（広帯域）
個数	—	2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 原子炉水位（広帯域）は、設計基準対象施設として原子炉圧力容器内の水位を計測するとともに、計測結果を表示し、記録し、及び保存するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する原子炉水位（広帯域）は、以下の機能を有する。 <p>原子炉水位（広帯域）は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>原子炉水位（広帯域）の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠 原子炉水位（広帯域）は、設計基準対象施設として当該水位を計測するために必要な個数であり、当該水位を計測可能なように14個設置する。</p> <p>原子炉水位（広帯域）は、設計基準対象施設として14個設置しているもののうち2個を重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	原子炉水位（燃料域）
個	数	—
		2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 原子炉水位（燃料域）は、設計基準対象施設として原子炉圧力容器内の水位を計測するとともに、計測結果を表示し、記録し、及び保存するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する原子炉水位（燃料域）は、以下の機能を有する。 <p>原子炉水位（燃料域）は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>原子炉水位（燃料域）の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠 原子炉水位（燃料域）は、設計基準対象施設として当該水位を計測するために必要な個数であり、当該水位を計測可能なように2個設置する。</p> <p>原子炉水位（燃料域）は、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	原子炉水位 (S A)
個 数	—	1
<p data-bbox="284 394 512 427">【設 定 根 拠】</p> <p data-bbox="284 441 395 474">(概 要)</p> <ul data-bbox="284 490 552 524" style="list-style-type: none"> <li data-bbox="284 490 552 524">・ 重大事故等対処設備 <p data-bbox="300 537 1469 618">重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する原子炉水位 (S A) は、以下の機能を有する。</p> <p data-bbox="300 680 1469 857">原子炉水位 (S A) は、重大事故等が発生し、計測機器 (非常用のもを含む。) の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p data-bbox="300 873 1469 954">原子炉水位 (S A) の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p data-bbox="268 1016 525 1050">1. 個数の設定根拠</p> <p data-bbox="300 1064 1469 1144">原子炉水位 (S A) は、重大事故等対処設備として当該水位を計測するために必要な個数であり、当該水位を計測可能なように1個設置する。</p>		

4.4 原子炉格納容器本体内の圧力，温度，酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置

名	称	ドライウエル圧力（SA）
個	数	— 2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用するドライウエル圧力（SA）は，以下の機能を有する。</p> <p>ドライウエル圧力（SA）は，重大事故等が発生し，計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において，当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>ドライウエル圧力（SA）の装置の構成，計測範囲等については，添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>ドライウエル圧力（SA）は，重大事故等対処設備として当該圧力を計測するために必要な個数であり，当該圧力を計測可能なように2個設置する。</p>		

名	称	サプレッションチェンバ圧力 (S A)
個	数	—
		2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用するサプレッションチェンバ圧力 (S A) は、以下の機能を有する。</p> <p>サプレッションチェンバ圧力 (S A) は、重大事故等が発生し、計測機器 (非常用のものを含む。) の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>サプレッションチェンバ圧力 (S A) の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>サプレッションチェンバ圧力 (S A) は、重大事故等対処設備として当該圧力を計測するために必要な個数であり、当該圧力を計測可能なように2個設置する。</p>		

名 称		ドライウエル温度 (SA)
個 数	—	7
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>・ 重大事故等対処設備</p> <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用するドライウエル温度 (SA) は、以下の機能を有する。</p> <p>ドライウエル温度 (SA) は、重大事故等が発生し、計測機器 (非常用のものを含む。) の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>ドライウエル温度 (SA) の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>ドライウエル温度 (SA) は、重大事故等対処設備として当該温度を計測するために必要な個数であり、当該温度を計測可能なように7個設置する。</p>		

名	称	ペDESTAL温度 (SA)
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用するペDESTAL温度 (SA) は、以下の機能を有する。</p> <p>ペDESTAL温度 (SA) は、重大事故等が発生し、計測機器 (非常用のものを含む。) の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>ペDESTAL温度 (SA) の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>ペDESTAL温度 (SA) は、重大事故等対処設備として当該温度を計測するために必要な個数であり、当該温度を計測可能なように2個設置する。</p>		

名	称	ペDESTAL水温度 (SA)
個	数	—
		2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用するペDESTAL水温度 (SA) は、以下の機能を有する。</p> <p>ペDESTAL水温度 (SA) は、重大事故等が発生し、計測機器 (非常用のものを含む。) の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>ペDESTAL水温度 (SA) の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>ペDESTAL水温度 (SA) は、重大事故等対処設備として当該温度を計測するために必要な個数であり、当該温度を計測可能なように2個設置する。</p>		

名	称	サプレッションチェンバ温度 (S A)
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用するサプレッションチェンバ温度 (S A) は、以下の機能を有する。</p> <p>サプレッションチェンバ温度 (S A) は、重大事故等が発生し、計測機器 (非常用のものを含む。) の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>サプレッションチェンバ温度 (S A) の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>サプレッションチェンバ温度 (S A) は、重大事故等対処設備として当該温度を計測するために必要な個数であり、当該温度を計測可能なように2個設置する。</p>		

名	称	サプレッションプール水温度 (S A)
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用するサプレッションプール水温度 (S A) は、以下の機能を有する。</p> <p>サプレッションプール水温度 (S A) は、重大事故等が発生し、計測機器 (非常用のものを含む。) の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>サプレッションプール水温度 (S A) の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>サプレッションプール水温度 (S A) は、重大事故等対処設備として当該温度を計測するために必要な個数であり、当該温度を計測可能なように2個設置する。</p>		

名	称	格納容器酸素濃度
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計基準対象施設 格納容器酸素濃度は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内における酸素濃度を計測するとともに、計測結果を表示し、記録し、及び保存するために設置する。 ・ 重大事故等対処設備 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する格納容器酸素濃度は、以下の機能を有する。 格納容器酸素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するために必要な設備として設置する。 また、格納容器酸素濃度は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。 格納容器酸素濃度の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。 <p>1. 個数の設定根拠 格納容器酸素濃度は、設計基準対象施設として当該酸素濃度を計測するために必要な個数であり、当該酸素濃度を計測可能なように2個設置する。 格納容器酸素濃度は、設計基準対象施設として2個設置しているもののうち1個を重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	格納容器酸素濃度 (S A)
個	数	— 1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する格納容器酸素濃度 (S A) は、以下の機能を有する。</p> <p>格納容器酸素濃度 (S A) は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するために必要な設備として設置する。</p> <p>また、格納容器酸素濃度 (S A) は、重大事故等が発生し、計測機器 (非常用のものを含む。) の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>格納容器酸素濃度 (S A) の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>格納容器酸素濃度 (S A) は、重大事故等対処設備として当該酸素濃度を計測するために必要な個数であり、当該酸素濃度を計測可能なように1個を設置する。</p>		

名	称	格納容器水素濃度
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計基準対象施設 <p>格納容器水素濃度は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内における水素濃度を計測するとともに、計測結果を表示し、記録し、及び保存するために設置する。</p> ・ 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する格納容器水素濃度は、以下の機能を有する。</p> <p>格納容器水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するために必要な設備として設置する。</p> <p>また、格納容器水素濃度は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>格納容器水素濃度の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>格納容器水素濃度は、設計基準対象施設として当該水素濃度を計測するために必要な個数であり、当該水素濃度を計測可能なように2個設置する。</p> <p>格納容器水素濃度は、設計基準対象施設として2個設置しているもののうち1個を重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	格納容器水素濃度 (S A)
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する格納容器水素濃度 (S A) は、以下の機能を有する。</p> <p>格納容器水素濃度 (S A) は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するために必要な設備として設置する。</p> <p>また、格納容器水素濃度 (S A) は、重大事故等が発生し、計測機器 (非常用のものを含む。) の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>格納容器水素濃度 (S A) の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>格納容器水素濃度 (S A) は、重大事故等対処設備として当該水素濃度を計測するために必要な個数であり、当該水素濃度を計測可能なように1個を設置する。</p>		

4.5 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置

名	称	低圧原子炉代替注水槽水位
個	数	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する低圧原子炉代替注水槽水位は、以下の機能を有する。</p> <p>低圧原子炉代替注水槽水位は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>低圧原子炉代替注水槽水位の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>低圧原子炉代替注水槽水位は、重大事故等対処設備として当該水位を計測するために必要な個数であり、当該水位を計測可能なように1個設置する。</p>		

4.6 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

名	称	格納容器代替スプレイ流量
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する格納容器代替スプレイ流量は、以下の機能を有する。</p> <p>格納容器代替スプレイ流量は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>格納容器代替スプレイ流量の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>格納容器代替スプレイ流量は、重大事故等対処設備として当該流量を計測するために必要な個数であり、当該流量を計測可能なように2個設置する。</p>		

名	称	ペDESTAL代替注水流量
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用するペDESTAL代替注水流量は、以下の機能を有する。 <p>ペDESTAL代替注水流量は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>ペDESTAL代替注水流量の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>ペDESTAL代替注水流量は、重大事故等対処設備として当該流量を計測するために必要な個数であり、当該流量を計測可能なように2個設置する。</p>		

名	称	ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用するペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）は、以下の機能を有する。</p> <p>ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）は、重大事故等対処設備として当該流量を計測するために必要な個数であり、当該流量を計測可能なように2個設置する。</p>		

名	称	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量は、以下の機能を有する。</p> <p>残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量は、重大事故等対処設備として当該流量を計測するために必要な個数であり、当該流量を計測可能なように1個設置する。</p>		

4.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

名	称	ドライウエル水位
個	数	— 3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用するドライウエル水位は、以下の機能を有する。</p> <p>ドライウエル水位は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>ドライウエル水位の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>ドライウエル水位は、重大事故等対処設備として当該水位を計測するために必要な個数であり、当該水位を計測可能なように原子炉格納容器床面から-3.0m, -1.0m, +0.9m の各高さ に1個ずつ設置し、合計3個設置する。</p>		

名	称	サプレッションプール水位 (S A)
個	数	—
		1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用するサプレッションプール水位 (S A) は、以下の機能を有する。</p> <p>サプレッションプール水位 (S A) は、重大事故等が発生し、計測機器 (非常用のものを含む。) の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>サプレッションプール水位 (S A) の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1 「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>サプレッションプール水位 (S A) は、重大事故等対処設備として当該水位を計測するために必要な個数であり、当該水位を計測可能なように1個設置する。</p>		

名	称	ペDESTAL水位
個	数	— 4
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用するペDESTAL水位は、以下の機能を有する。</p> <p>ペDESTAL水位は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>ペDESTAL水位の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>ペDESTAL水位は、重大事故等対処設備として当該水位を計測するために必要な個数であり、当該水位を計測可能なようにコリウムシールド上表面から+0.1m, +1.2m の各高さに 1 個ずつ、+2.4m の高さに 2 個設置し、合計 4 個設置する。</p>		

4.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

名	称	原子炉建物水素濃度
個 数	—	7
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する原子炉建物水素濃度は、以下の機能を有する。</p> <p>原子炉建物水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合において水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するために必要な設備として設置する。</p> <p>原子炉建物水素濃度は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>原子炉建物水素濃度の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>原子炉建物水素濃度は、重大事故等対処設備として、水素が最終的に滞留する原子炉建物4階の壁面及び天井付近に位置的分散を考慮した2個、原子炉格納容器内で発生した水素が漏えいする可能性のある原子炉建物2階に1個、1階に2個、地下1階に1個、非常用ガス処理系吸込配管近傍に1個設置し、合計7個を設置する。</p>		

5. 工学的安全施設等の起動信号

工学的安全施設等の 起動信号の種類		A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能） 原子炉圧力高，原子炉水位低（レベル 2）
個 数	—	原子炉圧力検出器：4 ^{*1} 原子炉水位検出器：4 ^{*2}
工学的安全施設 等の起動に要する 信号の個数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>・ 重大事故等対処設備</p> <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち工学的安全施設等の起動信号として使用する A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の「原子炉圧力高」及び「原子炉水位低（レベル 2）」は、以下の機能を有する。</p> <p>A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）起動信号（原子炉圧力高，原子炉水位低（レベル 2））は、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために設置する。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>原子炉圧力検出器は、A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）起動信号（原子炉圧力高）として 4 個設置する^{*1}。また、原子炉水位検出器は、A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）起動信号（原子炉水位低（レベル 2））として 4 個設置する^{*2}。</p> <p>A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）起動信号（原子炉圧力高，原子炉水位低（レベル 2））は、重大事故等対処設備として 4 個ずつ設置する原子炉圧力検出器及び原子炉水位検出器を使用し、作動回路は、検出器各 2 個からなる論理和 2 個の直列回路からなるチャンネル 2 系統で構成され、同じチャンネルに属する検出器最低 2 個の一致が必要であることから工学的安全施設等の起動に要する信号の個数を 2 個とする。</p> <p>注記*1：本検出器は、工学的安全施設等の起動信号のうち、A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）「原子炉圧力高」として使用する検出器と同じである。</p> <p>*2：本検出器は、工学的安全施設等の起動信号のうち、A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）「原子炉水位低（レベル 2）」として使用する検出器と同じである。</p>		

工学的安全施設等の 起動信号の種類		A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能） 原子炉圧力高，原子炉水位低（レベル 2）
個 数	—	原子炉圧力検出器：4 ^{*1} 原子炉水位検出器：4 ^{*2}
工学的安全施設 等の起動に要する 信号の個数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>・ 重大事故等対処設備</p> <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち工学的安全施設等の起動信号として使用する A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の「原子炉圧力高」及び「原子炉水位低（レベル 2）」は，以下の機能を有する。</p> <p>A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）起動信号（原子炉圧力高，原子炉水位低（レベル 2））は，運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに，発電用原子炉を未臨界に移行するために設置する。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>原子炉圧力検出器は，A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）起動信号（原子炉圧力高）として 4 個設置する^{*1}。また，原子炉水位検出器は，A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）起動信号（原子炉水位低（レベル 2））として 4 個設置する^{*2}。</p> <p>A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）起動信号（原子炉圧力高，原子炉水位低（レベル 2））は，重大事故等対処設備として 4 個ずつ設置する原子炉圧力検出器及び原子炉水位検出器を使用し，作動回路は，検出器各 2 個からなる論理和 2 個の直列回路からなるチャンネル 2 系統で構成され，同じチャンネルに属する検出器最低 2 個の一致が必要であることから工学的安全施設等の起動に要する信号の個数を 2 個とする。</p> <p>注記*1：本検出器は，工学的安全施設等の起動信号のうち，A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）「原子炉圧力高」として使用する検出器と同じである。</p> <p>*2：本検出器は，工学的安全施設等の起動信号のうち，A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）「原子炉水位低（レベル 2）」として使用する検出器と同じである。</p>		

工学的安全施設等の 起動信号の種類		代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能） 原子炉水位低（レベル1）
個 数	—	4*
工学的安全施設 等の起動に要する 信号の個数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち工学的安全施設等の起動信号として使用する代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の「原子炉水位低（レベル1）」は、以下の機能を有する。</p> <p>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）起動信号（原子炉水位低（レベル1））は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために設置する。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>原子炉水位検出器は、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）起動信号（原子炉水位低（レベル1））として4個設置する*。</p> <p>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）起動信号（原子炉水位低（レベル1））は、重大事故等対処設備として4個設置する原子炉水位検出器を使用し、作動回路は、検出器2個の直列回路からなる2系統のチャンネルで構成され、同じチャンネルに属する2個の検出器の同時動作でチャンネルが動作、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）が作動することから工学的安全施設等の起動に要する信号の個数を2個とする。</p> <p>注記*：本検出器は、工学的安全施設等の起動信号のうち、低圧注水系、低圧炉心スプレイ系、自動減圧系「原子炉水位低（レベル1）」として使用する検出器と同じである。</p>		

6. 制御用空気設備

6.1 逃がし安全弁窒素ガス供給系

名 称		逃がし安全弁用窒素ガスボンベ
容 量	ℓ/個	46.7 以上 (46.7)
最高使用圧力	MPa	14.7
最高使用温度	℃	40
個 数	—	15 (予備 15)

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に計測制御系統施設のうち制御用空気設備（逃がし安全弁窒素ガス供給系）として使用する逃がし安全弁用窒素ガスボンベは、以下の機能を有する。

逃がし安全弁用窒素ガスボンベは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために設置する。

系統構成は、逃がし安全弁の作動に必要な逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを供給できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

逃がし安全弁用窒素ガスボンベを重大事故等時において使用する場合の容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用型の窒素ボンベを使用する。このため、本ボンベの容量は一般汎用型の窒素ボンベの標準容量 46.7ℓ/個以上とする。

公称値については、要求される容量である 46.7ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

逃がし安全弁用窒素ガスボンベを重大事故等時において使用する場合の圧力は、高圧ガス保安法の適合品であるボンベにて実績を有する充てん圧力である 14.7MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

逃がし安全弁用窒素ガスボンベを重大事故等時において使用する場合の温度は、高圧ガス保安法に基づき 40℃とする。

4. 個数の設定根拠

逃がし安全弁用窒素ガスボンベの保有数は、1 セット 15 個*に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 15 個を加え、15 個（予備 15 個）を保管する。

注記*：重大事故等時に使用する逃がし安全弁用窒素ガスポンベの必要数は、事故発生から原子炉隔離時冷却ポンプが8時間運転している間に逃がし弁機能による動作に必要な窒素ガス量及び逃がし安全弁6個を7日間開保持するために必要な窒素ガス量を上回る容量を確保しており、根拠は以下のとおり。

1. 窒素ガス消費量

- ①逃がし弁機能を動作するための消費量 = m³[normal]
 ②逃がし安全弁6個を7日間開保持するための消費量 = m³[normal]

2. 逃がし安全弁用窒素ガスポンベによる供給量

m1：逃がし弁機能（2個）を動作するためのポンベ個数

m2：逃がし安全弁6個を7日間開保持するためのポンベ個数

Q1：逃がし弁機能を動作するための窒素ガス消費量： m³[normal]

Q2：逃がし安全弁6個を7日間開保持するための窒素ガス消費量： m³[normal]

P1：窒素ガスポンベ初期圧力：14.7 [MPa]

P2：窒素ガスポンベ必要圧力： [MPa]

Pa：大気圧：0.101325 [MPa]

V：ポンベ容量：46.7 [ℓ/個]

- ①原子炉隔離時冷却ポンプが運転している間の逃がし弁機能（2個）を動作するためのポンベ個数

$$\begin{aligned} m1 &= Q1 \div \{ (P1 + Pa) - (P2 + Pa) \} \times Pa \div V \times 1000 \\ &= \text{} \div \{ (14.7 + 0.101325) - (\text{} + 0.101325) \} \times 0.101325 \div 46.7 \times 1000 \\ &= \text{} \div \text{} \text{ [個]} \end{aligned}$$

- ②逃がし安全弁6個を7日間開保持するためのポンベ個数

$$\begin{aligned} m2 &= Q2 \div \{ (P1 + Pa) - (P2 + Pa) \} \times Pa \div V \times 1000 \\ &= \text{} \div \{ (14.7 + 0.101325) - (\text{} + 0.101325) \} \times 0.101325 \div 46.7 \times 1000 \\ &= \text{} \div \text{} \text{ [個]} \end{aligned}$$

- ③必要ポンベの個数

$$m1 + m2 = \text{} + \text{} = \text{} \div 15 \text{ [個]}$$

以上より、必要ポンベ個数は15個である。

名	称	RV227-1A, B
吹出圧力	MPa	1.77
個数	—	2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>安全弁 RV227-1A, B は、主配管「窒素ガスポンベ連結管接続口～逃がし安全弁窒素ガス供給装置出口ライン合流部」上に設置する逃がし弁である。</p> <p>安全弁 RV227-1A, B は、設計基準対象施設として主配管「窒素ガスポンベ連結管接続口～逃がし安全弁窒素ガス供給装置出口ライン合流部」の圧力が、最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に主配管「窒素ガスポンベ連結管接続口～逃がし安全弁窒素ガス供給装置出口ライン合流部」の圧力が、設計基準対象施設の最高使用圧力になった場合に開動作して設計基準対象施設の最高使用圧力以下に維持する。</p> <p>1. 吹出圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する安全弁 RV227-1A, B の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「窒素ガスポンベ連結管接続口～逃がし安全弁窒素ガス供給装置出口ライン合流部」の最高使用圧力に合わせ、1.77MPa とする。</p> <p>安全弁 RV227-1A, B を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.77MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>安全弁 RV227-1A, B は、設計基準対象施設として主配管「窒素ガスポンベ連結管接続口～逃がし安全弁窒素ガス供給装置出口ライン合流部」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である各系列に1個とし、合計2個設置する。</p> <p>安全弁 RV227-1A, B は、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	窒素ガスボンベ連結管接続口 ～ 逃がし安全弁窒素ガス供給装置出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	14.7 / 1.77
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	19.6 / 34.0 / 60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、窒素ガスボンベ連結管接続口から逃がし安全弁窒素ガス供給装置出口ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータに供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, P 2, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 1, D 2, D 3, F 1 として下記に示す。</p> <p>逃がし安全弁窒素ガス供給系主配管の設計仕様を表 6.1-1 逃がし安全弁窒素ガス供給系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 14.7MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、窒素ガスボンベの最高使用圧力に合わせ、14.7MPa とする。</p> <p><u>P 2 : 1.77MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力に合わせ、1.77MPa とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 66°C

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，原子炉格納容器外の最高雰囲気温度に合わせ，66°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 1 : 34.0mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する逃がし安全弁の逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために，電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管外径とし，34.0mmを選定している。

D 2 : 60.5mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する逃がし安全弁の逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために，電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管外径とし，60.5mmを選定している。

D 3 : 60.5mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する逃がし安全弁の逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために，電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管外径とし，60.5mmを選定している。

(2) 継手

F 1 : 19.6mm

本配管の外径は，JIS B 8246 高圧ガス容器用弁に規定されるウィットネジ(W22-山14)と接続するため，19.6mmとする。

名 称	窒素ガス制御供給ライン合流部及び逃がし安全弁窒素ガス供給装置出口ライン合流部 ～ 弁 MV227-3	
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、窒素ガス制御供給ライン合流部及び逃がし安全弁窒素ガス供給装置出口ライン合流部から弁MV227-3までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータに供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 3として下記に示す。</p> <p>逃がし安全弁窒素ガス供給系主配管の設計仕様を表 6.1-1 逃がし安全弁窒素ガス供給系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 1.77MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3は、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力に合わせ、1.77MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.77MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は、原子炉格納容器外の最高雰囲気温度に合わせ、66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、66℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 3 : 60.5mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する逃がし安全弁の逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために，電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管外径を基に設定しており，重大事故等時に使用する逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため，設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，60.5mm とする。

名 称		弁 MV227-3 ～ 弁 V227-6
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171(200)
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、弁MV227-3から弁V227-6までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータに供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3，最高使用温度の設定根拠を T 3，外径の設定根拠を D 3 として下記に示す。</p> <p>逃がし安全弁窒素ガス供給系主配管の設計仕様を表6.1-1 逃がし安全弁窒素ガス供給系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 1.77MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 3 は、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力に合わせ、1.77MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.77MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 3 : 171(200)℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 3 は、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度に合わせ、171℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の限界温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 3 : 60.5mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する逃がし安全弁の逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために，電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管外径を基に設定しており，重大事故等時に使用する逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため，設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，60.5mm とする。

名 称	弁 V227-6 ～ 弁 V202-12A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M	
最高使用圧力	MPa	1.77(2.20)
最高使用温度	℃	171(200)
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、弁V227-6から弁V202-12A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, Mまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータに供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 4，最高使用温度の設定根拠をT 3，外径の設定根拠をD 3として下記に示す。</p> <p>逃がし安全弁窒素ガス供給系主配管の設計仕様を表6.1-1 逃がし安全弁窒素ガス供給系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 4 : 1.77(2.20)MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 4は、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力に合わせ、1.77MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時の使用温度において窒素ガスの熱膨張で受ける圧力 <input type="text"/> MPaを上回る2.20MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 3 : 171(200)℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 3は、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度に合わせ、171℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の限界温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 3 : 60.5mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する逃がし安全弁の逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために、電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mm とする。

名 称		弁 V202-12A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M ～ 窒素ガス供給ライン逃がし安全弁逃がし弁機能側合流部
最高使用圧力	MPa	1.77(2.20)
最高使用温度	℃	171(200)
外 径	mm	60.5 / 57.0 / 42.7
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、弁V202-12A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, Mから窒素ガス供給ライン逃がし安全弁逃がし弁機能側合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータに供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 4，最高使用温度の設定根拠をT 3，外径の設定根拠をD 3，D 4，F 2として下記に示す。</p> <p>逃がし安全弁窒素ガス供給系主配管の設計仕様を表6.1-1 逃がし安全弁窒素ガス供給系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 4 : 1.77(2.20)MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 4は、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力に合わせ、1.77MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時の使用温度において窒素ガスの熱膨張で受ける圧力 <input type="text"/> MPaを上回る2.20MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 3 : 171(200)℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 3は、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度に合わせ、171℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の限界温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 3 : 60.5mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する逃がし安全弁の逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために、電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mm とする。

D 4 : 42.7mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する逃がし安全弁の逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために、電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、42.7mm とする。

(2) 継手

F 2 : 57.0mm

アダプターの小径端外径。接続する管の仕様及び強度を満足する外径とする。

表 6.1-1 逃がし安全弁窒素ガス供給系主配管の設計仕様表 (その1)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
	逃がし安全弁窒素ガス供給系	窒素ガスボンベ連結管接続口 ～ 逃がし安全弁窒素ガス供給装置 出口ライン合流部	14.7*	P 1	66*	T 1	19.6
34.0							D 1
60.5 /60.5 /34.0							—
60.5							D 2
60.5							—
61.1							—
61.1 /61.1 /61.1							—
61.1 /61.1 /—							—
34.5							—
60.5							D 3
窒素ガス制御供給ライン合流部 及び逃がし安全弁窒素ガス 供給装置出口ライン合流部 ～ 弁 MV227-3		1.77*	P 2	66*	T 1	61.1	—
						61.1	—
						61.1 /61.1 /—	—
						61.1 /61.1 /—	—
窒素ガス制御供給ライン合流部 及び逃がし安全弁窒素ガス 供給装置出口ライン合流部 ～ 弁 MV227-3	1.77	P 3	66	T 2	61.1	—	
					60.5	D 3	
					61.1	—	
					61.1 /61.1 /61.1	—	
					61.1 /61.1 /—	—	

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 6.1-1 逃がし安全弁窒素ガス供給系主配管の設計仕様表 (その2)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
逃がし安全弁窒素ガス供給系	弁 MV227-3 ～ 弁 V227-6	1.77	P 3	171 (200*)	T 3	60.5	D 3
	61.1 /61.1 /-					—	
	弁 V227-6 ～ 弁 V202-12A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M	1.77 (2.20*)	P 4	171 (200*)	T 3	60.5	D 3
	61.1					—	
	61.1 /61.1 /-					—	
	61.1 /61.1 /61.1					—	
	弁 V202-12A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M ～ 窒素ガス供給ライン逃がし 安全弁逃がし弁機能側合流 部	1.77 (2.20*)	P 4	171 (200*)	T 3	60.5	D 3
	61.1					—	
	60.5					D 3	
	57.0					F 2	
	42.7					D 4	
	42.7					D 4	

注記* : 重大事故等時における使用時の値

名	称	窒素ガスボンベ連結管 ～ 窒素ガスボンベ連結管接続口
最高使用圧力	MPa	14.7
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	6.35
個 数	—	15 (予備 15)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として下記に示す。逃がし安全弁窒素ガス供給系主配管の設計仕様を表 6.1-2 逃がし安全弁窒素ガス供給系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 1 : 14.7MPa</u> 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、窒素ガスボンベの最高使用圧力に合わせ、14.7MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 40℃</u> 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、高圧ガス保安法に基づき 40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 (1) 配管 <u>D 1 : 6.35mm</u> 本配管の外径はメーカー標準であり、かつ十分な強度があることを確認した 6.35mm とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

本配管は, 重大事故等対処設備として逃がし安全弁用窒素ガスボンベと同じ個数である 15 個（予備 15 個）を設置する。

表 6.1-2 逃がし安全弁窒素ガス供給系主配管の設計仕様表

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
逃 が し 安 全 弁 窒 素 ガ ス 供 給 系	窒素ガスボンベ連結管	14.7*	P 1	40*	T 1	6.35	D 1
	～ 窒素ガスボンベ連結管接続 口						

注記*：重大事故等時における使用時の値

VI-1-1-5-5 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書
(放射性廃棄物の廃棄施設)

目 次

1. 概要	1
2. 気体、液体又は固体廃棄物処理設備	2
2.1 排気筒	2
2.3.6 サイトバンカ設備	3

1. 概要

本説明書は、放射性廃棄物の廃棄施設の申請設備に係る仕様設定根拠について説明するものである。

2. 気体、液体又は固体廃棄物処理設備

2.1 排気筒

名	称	排気筒
個	数	— 空調換気系用：1，非常用ガス処理系用：1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 排気筒は、設計基準対象施設として非常用ガス処理系、空調換気系及び気体廃棄物処理系からの排気を大気に放出するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉格納施設のうちその他の安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（非常用ガス処理系）として使用する排気筒（非常用ガス処理系用）は以下の機能を有する。 排気筒（非常用ガス処理系用）は、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員が原子炉制御室にとどまるために設置する。 系統構成は、非常用ガス処理系排風機によって原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に保ちながら、原子炉格納容器等から漏えいした放射性物質を非常用ガス処理系前置ガス処理装置フィルタ及び非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタを通して、排気筒（非常用ガス処理系用）から放出できる設計とする。 <p>1. 個数の設定根拠 排気筒は、設計基準対象施設として非常用ガス処理系、空調換気系及び気体廃棄物処理系からの排気を大気に放出するために必要な個数である排気筒（非常用ガス処理系用）及び排気筒（空調換気系用）それぞれ1個ずつ設置する。 排気筒（非常用ガス処理系用）は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

2.3.6 サイトバンカ設備

名 称		床ドレンサンプポンプ出口ライン合流部 ～ タービン建物床ドレンサンプ移送ライン合流部 (1, 2, 3号機共用)
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	60 / 66
外 径	mm	48.6
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>本配管は、床ドレンサンプポンプ出口ライン合流部からタービン建物床ドレンサンプ移送ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設としてサイトバンカ建物機器ドレンサンプタンク又は床ドレンサンプタンクに貯留された廃液を機器ドレンサンプポンプ又は床ドレンサンプポンプにより床ドレン化学廃液系床ドレンタンクへ移送するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，T 2，外径の設定根拠をD 1，D 2，D 3として下記に示す。</p> <p>サイトバンカ設備主配管の設計仕様を表 2.3.6-1 サイトバンカ設備主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、機器ドレンサンプポンプ又は床ドレンサンプポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 60℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 1は、サイトバンカ建物機器ドレンサンプタンク又は床ドレンサンプタンクの最高使用温度に合わせ、60℃とする。</p> <p><u>T 2 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2は、タービン建物逆洗水ポンプ室床ドレンサンプタンク及びタービン建物配管室床ドレンサンプタンクの最高使用温度に合わせ、66℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、48.6mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	基準流速 (m/s)
D 1	48.6	3.7	40	0.00133	6	1.3	~3.5*
D 2	48.6	3.5	40	0.00136	6	1.2	~3.5*
D 3	48.6	5.1	40	0.00116	6	1.4	~3.5*

注記*：通水頻度が年に一度以下の配管を対象とし、管内最高流速の1.5倍まで許容する。

表 2.3.6-1 サイトバンカ設備主配管の設計仕様表

名称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
サイトバンカ設備	床ドレンサンプポンプ出口 ライン合流部	0.98	P 1	60	T 1	48.6	D 1
	～					48.6	D 1
	タービン建物床ドレンサン プ移送ライン合流部					48.6	D 1
	(1, 2, 3号機共用)					48.6	D 2 D 3
						48.6	D 3
				66	T 2	48.6	D 1

VI-1-1-5-6 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書
(放射線管理施設)

目 次

1. 概要	1
2. 放射線管理用計測装置	2
2.1 プロセスモニタリング設備	2
2.2 エリアモニタリング設備	6
2.3 移動式周辺モニタリング設備	9
3. 換気設備	14
3.1 中央制御室空調換気系	14
3.2 中央制御室空気供給系	41
3.3 緊急時対策所換気空調系	50

1. 概要

本説明書は、放射線管理施設の申請設備に係る仕様設定根拠について説明するものである。

2. 放射線管理用計測装置

2.1 プロセスモニタリング設備

名	称	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）	
個	数	—	2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の線量当量率を計測するとともに、計測結果を表示し、記録し、及び保存するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置として使用する格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）は、以下の機能を有する。 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-7-1「放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。 <p>1. 個数の設定根拠 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）は、設計基準対象施設として多重性及び独立性を備えた2個を設置する。 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）は、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>			

名	称	格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ）
個	数	— 2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ）は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の線量当量率を計測するとともに、計測結果を表示し、記録し、及び保存するために設置する。</p> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置として使用する格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ）は、以下の機能を有する。</p> <p>格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ）は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ）の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-7-1「放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ）は、設計基準対象施設として多重性及び独立性を備えた2個を設置する。</p> <p>格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ）は、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	第1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ)
個	数	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置として使用する第1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ) は、以下の機能を有する。</p> <p>第1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ) は、重大事故等が発生し、計測機器 (非常用のものを含む。) の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>第1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ) の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-7-1「放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>第1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ) は、重大事故等対処設備として1 個設置する。</p>		

名	称	第1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ)
個	数	— 2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置として使用する第1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) は、以下の機能を有する。</p> <p>第1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) は、重大事故等が発生し、計測機器 (非常用のものを含む。) の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>第1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-7-1「放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>第1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) は、重大事故等対処設備として多重性を備えた2 個を設置する。</p>		

2.2 エリアモニタリング設備

名	称	可搬式エリア放射線モニタ
個	数	—
		1 (予備 1)
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時に放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置として使用する可搬式エリア放射線モニタは、以下の機能を有する。</p> <p>可搬式エリア放射線モニタは、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講ずるために設置する。</p> <p>可搬式エリア放射線モニタは、重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するために設置する。</p> <p>可搬式エリア放射線モニタの装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-7-1「放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>可搬式エリア放射線モニタの保有数は、重大事故等対処設備として1台及び故障時又は保守点検による待機除外時の予備として1台の合計2台を保管する。</p>		

名	称	燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）
個	数	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>・重大事故等対処設備</p> <p>重大事故等時に放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置として使用する燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）は、以下の機能を有する。</p> <p>燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）は、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合において燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>また、燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）は、燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合において燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>また、燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-7-1「放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）は、重大事故等対処設備として1個設置する。</p>		

名	称	燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）
個	数	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>・重大事故等対処設備</p> <p>重大事故等時に放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置として使用する燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）は、以下の機能を有する。</p> <p>燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）は、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合において燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>また、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）は、燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合において燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>また、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）の装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-7-1「放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）は、重大事故等対処設備として1個設置する。</p>		

2.3 移動式周辺モニタリング設備

名	称	可搬式モニタリングポスト
個	数	— 10 (予備 2)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>重大事故等時に放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置として使用する可搬式モニタリングポストは、以下の機能を有する。</p> <p>可搬式モニタリングポストは、重大事故等が発生した場合に発電所敷地境界付近，発電所海側及び緊急時対策所付近において，発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するために設置する。</p> <p>可搬式モニタリングポストの装置の構成，計測範囲等については，添付書類VI-1-7-1「放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>可搬式モニタリングポストの保有数は，重大事故等対処設備として10台（モニタリングポストが機能喪失しても代替し得る台数として6台，発電所海側の放射線量の測定が可能な台数として3台，緊急時対策所の加圧判断用として1台）及び故障時又は保守点検による待機除外時の予備として2台（うち1台は緊急時対策所の加圧判断用と兼用する。）の合計12台を保管する。</p>		

名	称	GM汚染サーベイメータ
個	数	— 2 (予備 1)
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>重大事故等時に放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置として使用するGM汚染サーベイメータは、以下の機能を有する。</p> <p>GM汚染サーベイメータは、重大事故等が発生した場合に、放射能観測車の機能喪失時の代替措置並びに発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために使用する。</p> <p>GM汚染サーベイメータの装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-7-1「放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>GM汚染サーベイメータの保有数は、重大事故等対処設備として2台及び故障時又は保守点検による待機除外時の予備として1台の合計3台を保管する。</p>		

名	称	NaIシンチレーションサーベイメータ
個	数	2 (予備 1)
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時に放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置として使用するNaIシンチレーションサーベイメータは、以下の機能を有する。</p> <p>NaIシンチレーションサーベイメータは、重大事故等が発生した場合に、放射能観測車の機能喪失時の代替措置並びに発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために使用する。</p> <p>NaIシンチレーションサーベイメータの装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-7-1「放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>NaIシンチレーションサーベイメータの保有数は、重大事故等対処設備として2台及び故障時又は保守点検による待機除外時の予備として1台の合計3台を保管する。</p>		

名	称	$\alpha \cdot \beta$ 線サーベイメータ
個	数	1 (予備 1)
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時に放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置として使用する$\alpha \cdot \beta$線サーベイメータは、以下の機能を有する。</p> <p>$\alpha \cdot \beta$線サーベイメータは、重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために使用する。</p> <p>$\alpha \cdot \beta$線サーベイメータの装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-7-1「放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>$\alpha \cdot \beta$線サーベイメータの保有数は、重大事故等対処設備として1台及び故障時又は保守点検による待機除外時の予備として1台の合計2台を保管する。</p>		

名	称	電離箱サーベイメータ
個	数	—
		2 (予備 1)
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>重大事故等時に放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置として使用する電離箱サーベイメータは、以下の機能を有する。</p> <p>電離箱サーベイメータは、重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために使用する。</p> <p>電離箱サーベイメータの装置の構成、計測範囲等については、添付書類VI-1-7-1「放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>電離箱サーベイメータの保有数は、重大事故等対処設備として2台及び故障時又は保守点検による待機除外時の予備として1台の合計3台を保管する。</p>		

3. 換気設備

3.1 中央制御室空調換気系

名 称	外気取入口 ～ 中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ 入口ライン分岐部	
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.001（差圧）／0.003（差圧）
最 高 使 用 温 度	℃	40
外 径	mm	5106.4×1406.4／1406.4×806.4／ 806.4×806.4／906.4／901.6／902.0／ 1101.6×1001.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本ダクトは、外気取入口から中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ入口ライン分岐部を接続するダクトであり、重大事故等対処設備として中央制御室に空気を供給するために設置する。</p> <p>本ダクトの最高使用圧力の設定根拠をP 1，P 2，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1～D 7として以下に示す。</p> <p>中央制御室空調換気系ダクトの設計仕様を表 3.1-1 中央制御室空調換気系ダクトの設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p style="margin-left: 20px;"><u>P 1 : 0.001MPa（差圧）</u></p> <p style="margin-left: 20px;">重大事故等対処設備として使用する本ダクトの最高使用圧力P 1は、経路内の圧力損失を考慮し、0.001MPaとする。</p> <p style="margin-left: 20px;"><u>P 2 : 0.003MPa（差圧）</u></p> <p style="margin-left: 20px;">重大事故等対処設備として使用する本ダクトの最高使用圧力P 2は、経路内の圧力損失を考慮し、0.003MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p style="margin-left: 20px;"><u>T 1 : 40℃</u></p> <p style="margin-left: 20px;">重大事故等対処設備として使用する本ダクトの最高使用温度T 1は、重大事故等時の本ダクトが敷設されているエリアの最高温度に合わせ、40℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

本ダクトを重大事故等時において使用する場合の外径は、外気取入口から供給される外気は空気となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの実績に基づく標準流速を目安に選定し、5106.4×1406.4mm, 1406.4×806.4 mm, 806.4×806.4mm, 906.4mm, 901.6mm, 902.0mm, 1101.6×1001.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	流路 面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準 流速 (m/s)
D 1	5106.4×1406.4	3.2	7.14000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 2	1406.4×806.4	3.2	1.12000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 3	806.4×806.4	3.2	0.64000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 4	906.4	3.2	0.63617	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 5	901.6	0.8	0.63617	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 6	902.0	1.0	0.63617	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 7	1101.6×1001.6	0.8	1.10000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

名	称	中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ 入口ライン分岐部 ～ 中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.003 (差圧)
最 高 使 用 温 度	℃	40
外 径	mm	1001.6×901.6/1101.6×1001.6/ 901.6/902.0/3002.4×802.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本ダクトは、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ入口ライン分岐部から中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを接続するダクトであり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として中央制御室に空気を供給するために設置する。</p> <p>本ダクトの最高使用圧力の設定根拠をP 2, 最高使用温度の設定根拠をT 1, 外径の設定根拠をD 8～D 1 2として以下に示す。</p> <p>中央制御室空調換気系ダクトの設計仕様を表 3. 1-1 中央制御室空調換気系ダクトの設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 0.003MPa (差圧)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用圧力P 2は、中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の設計静圧並びに経路内の圧力損失を考慮し、0.003MPa とする。</p> <p>本ダクトを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時の中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の設計静圧並びに経路内の圧力損失を考慮し、0.003MPa とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40°C

設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用温度T 1は、本ダクトが敷設されているエリアの最高温度に合わせ、40°Cとする。

本ダクトを重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は、重大事故等時の本ダクトが敷設されているエリアの最高温度に合わせ、40°Cとする。

3. 外径の設定根拠

本ダクトを重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する中央制御室非常用再循環送風機の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する中央制御室非常用再循環送風機の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本ダクトの外径は、先行プラントの実績に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、1001.6×901.6mm, 1101.6×1001.6mm, 901.6mm, 902.0mm, 3002.4×802.4mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	流路 面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 8	1001.6×901.6	0.8	0.90000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 9	1101.6×1001.6	0.8	1.10000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 1 0	901.6	0.8	0.63617	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 1 1	902.0	1.0	0.63617	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 1 2	3002.4×802.4	1.2	2.40000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

名 称	中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ ～ 中央制御室非常用再循環送風機	
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.003 (差圧)
最 高 使 用 温 度	℃	40
外 径	mm	902.0×902.0/1042.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本ダクトは、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタから中央制御室非常用再循環送風機を接続するダクトであり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として中央制御室に空気を供給するために設置する。</p> <p>本ダクトの最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1 3，D 1 4として以下に示す。</p> <p>中央制御室空調換気系ダクトの設計仕様を表 3.1-1 中央制御室空調換気系ダクトの設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p style="margin-left: 2em;"><u>P 2 : 0.003MPa (差圧)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用圧力P 2は、中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の設計静圧並びに経路内の圧力損失を考慮し、0.003MPa とする。</p> <p>本ダクトを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時の中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の設計静圧並びに経路内の圧力損失を考慮し、0.003MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p style="margin-left: 2em;"><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用温度T 1は、本ダクトが敷設されているエリアの最高温度に合わせ、40℃とする。</p> <p>本ダクトを重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は、重大事故等時の本ダクトが敷設されているエリアの最高温度に合わせ、40℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

本ダクトを重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する中央制御室非常用再循環送風機の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する中央制御室非常用再循環送風機の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本ダクトの外径は、先行プラントの実績に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、902.0×902.0mm, 1042.0mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	流路 面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 3	902.0×902.0	1.0	0.81000	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 1 4	1042.0	1.0	0.84949	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>

名 称	中央制御室非常用再循環送風機 ～ 中央制御室送風機	
最高使用圧力	MPa	0.001 (差圧) / 0.003 (差圧)
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	919.6×828.6 / 1201.6×701.6 / 1001.6×901.6 / 1202.0×702.0 / 1802.0×1302.0 / 1802.4×1302.4 / 2102.4×1002.4 / 3002.4×1002.4 / 3802.4×1002.4 / 2002.4×1002.4 / 2602.4×1002.4 / 3252.4×1002.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本ダクトは、中央制御室非常用再循環送風機から中央制御室送風機を接続するダクトであり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として中央制御室に空気を供給するために設置する。</p> <p>本ダクトの最高使用圧力の設定根拠を P 1, P 2, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 8, D 1 5～D 2 5 として以下に示す。</p> <p>中央制御室空調換気系ダクトの設計仕様を表 3.1-1 中央制御室空調換気系ダクトの設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.001MPa (差圧)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用圧力 P 1 は、中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の設計静圧並びに経路内の圧力損失を考慮し、0.001MPa とする。</p> <p>本ダクトを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時の中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の設計静圧並びに経路内の圧力損失を考慮し、0.001MPa とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

P 2 : 0.003MPa (差圧)

設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用圧力 P 2 は、中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の設計静圧並びに経路内の圧力損失を考慮し、0.003MPa とする。

本ダクトを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時の中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の設計静圧並びに経路内の圧力損失を考慮し、0.003MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40°C

設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用温度 T 1 は、本ダクトが敷設されているエリアの最高温度に合わせ、40°C とする。

本ダクトを重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は、重大事故等時の本ダクトが敷設されているエリアの最高温度に合わせ、40°C とする。

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

本ダクトを重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本ダクトの外径は、先行プラントの実績に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、919.6×828.6mm, 1201.6×701.6mm, 1001.6×901.6mm, 1202.0×702.0mm, 1802.0×1302.0mm, 1802.4×1302.4mm, 2102.4×1002.4mm, 3002.4×1002.4mm, 3802.4×1002.4mm, 2002.4×1002.4mm, 2602.4×1002.4mm, 3252.4×1002.4mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	流路 面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 8	1001.6×901.6	0.8	0.90000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 1 5	919.6×828.6	0.8	0.75919	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 1 6	1201.6×701.6	0.8	0.84000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 1 7	1202.0×702.0	1.0	0.84000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 1 8	1802.0×1302.0	1.0	2.34000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 1 9	1802.4×1302.4	1.2	2.34000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 2 0	2102.4×1002.4	1.2	2.10000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 2 1	3002.4×1002.4	1.2	3.00000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 2 2	3802.4×1002.4	1.2	3.80000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 2 3	2002.4×1002.4	1.2	2.00000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 2 4	2602.4×1002.4	1.2	2.60000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 2 5	3252.4×1002.4	1.2	3.25000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

名 称		中央制御室送風機 ～ 中央制御室入口
最高使用圧力	MPa	0.001 (差圧)
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	1602.4×1102.4/1502.4×1502.4/1502.0×1502.0/ 1502.0×902.0/1502.0×1102.0/1602.0×1602.0/ 1202.0×1202.0/1201.6×1201.6/1210.6×1210.6/ 1101.6×701.6/1106.4×706.4/1104.6×704.6
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本ダクトは、中央制御室送風機から中央制御室入口を接続するダクトであり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として中央制御室に空気を供給するために設置する。</p> <p>本ダクトの最高使用圧力の設定根拠をP1，最高使用温度の設定根拠をT1，外径の設定根拠をD26～D41として以下に示す。</p> <p>中央制御室空調換気系ダクトの設計仕様を表3.1-1 中央制御室空調換気系ダクトの設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 0.001MPa (差圧)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用圧力P1は、中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の設計静圧並びに経路内の圧力損失を考慮し、0.001MPaとする。</p> <p>本ダクトを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時の中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の設計静圧並びに経路内の圧力損失を考慮し、0.001MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用温度T1は、本ダクトが敷設されているエリアの最高温度に合わせ、40℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

本ダクトを重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は、重大事故等時の本ダクトが敷設されているエリアの最高温度に合わせ、40℃とする。

3. 外径の設定根拠

本ダクトを重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する中央制御室送風機の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する中央制御室送風機の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本ダクトの外径は、先行プラントの実績に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、1602.4×1102.4mm, 1502.4×1502.4mm, 1502.0×1502.0mm, 1502.0×902.0mm, 1502.0×1102.0mm, 1602.0×1602.0mm, 1202.0×1202.0mm, 1201.6×1201.6mm, 1210.6×1210.6mm, 1101.6×701.6mm, 1106.4×706.4mm, 1104.6×704.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	流路 面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2 6	1602.4×1102.4	1.2	1.76000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 2 7	1502.4×1502.4	1.2	2.25000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 2 8	1502.0×1502.0	1.0	2.25000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 2 9	1502.0×1502.0	1.0	2.25000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 3 0	1502.0×902.0	1.0	1.35000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 3 1	1502.0×1102.0	1.0	1.65000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 3 2	1502.0×1102.0	1.0	1.65000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 3 3	1502.0×1102.0	1.0	1.65000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 3 4	1602.0×1602.0	1.0	2.56000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 3 5	1202.0×1202.0	1.0	1.44000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 3 6	1201.6×1201.6	0.8	1.44000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 3 7	1210.6×1210.6	2.3	1.45444	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 3 8	1201.6×1201.6	0.8	1.44000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 3 9	1101.6×701.6	0.8	0.77000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 4 0	1106.4×706.4	3.2	0.77000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 4 1	1104.6×704.6	2.3	0.77000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

名 称		中央制御室出口 ～ 中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	0.001 (差圧) / 0.003 (差圧)
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	1104.6×704.6 / 1101.6×701.6 / 1304.6×904.6 / 1306.4×906.4 / 1302.0×902.0 / 1502.0×1502.0 / 1302.0×1302.0 / 1310.6×1310.6 / 1802.0×1002.0 / 1802.0×1302.0 / 1002.0×902.0 / 1001.6×901.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本ダクトは、中央制御室出口から中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ入口ライン分岐部を接続するダクトであり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として中央制御室に空気を供給するために設置する。</p> <p>本ダクトの最高使用圧力の設定根拠を P 1, P 2, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 8, D 4 2～D 5 6 として以下に示す。</p> <p>中央制御室空調換気系ダクトの設計仕様を表 3.1-1 中央制御室空調換気系ダクトの設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.001MPa (差圧)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用圧力 P 1 は、中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の設計静圧並びに経路内の圧力損失を考慮し、0.001MPa とする。</p> <p>本ダクトを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時の中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の設計静圧並びに経路内の圧力損失を考慮し、0.001MPa とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

P 2 : 0.003MPa (差圧)

設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用圧力P 2は、中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の設計静圧並びに経路内の圧力損失を考慮し、0.003MPa とする。

本ダクトを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時の中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の設計静圧並びに経路内の圧力損失を考慮し、0.003MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40°C

設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用温度T 1は、本ダクトが敷設されているエリアの最高温度に合わせ、40°Cとする。

本ダクトを重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は、重大事故等時の本ダクトが敷設されているエリアの最高温度に合わせ、40°Cとする。

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

本ダクトを重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本ダクトの外径は、先行プラントの実績に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、1104.6×704.6mm, 1101.6×701.6mm, 1304.6×904.6mm, 1306.4×906.4mm, 1302.0×902.0mm, 1502.0×1502.0mm, 1302.0×1302.0mm, 1310.6×1310.6mm, 1802.0×1002.0mm, 1802.0×1302.0mm, 1002.0×902.0mm, 1001.6×901.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	流路 面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 8	1001.6×901.6	0.8	0.90000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 4 2	1104.6×704.6	2.3	0.77000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 4 3	1101.6×701.6	0.8	0.77000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 4 4	1304.6×904.6	2.3	1.17000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 4 5	1306.4×906.4	3.2	1.17000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 4 6	1302.0×902.0	1.0	1.17000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 4 7	1502.0×1502.0	1.0	2.25000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 4 8	1502.0×1502.0	1.0	2.25000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 4 9	1302.0×1302.0	1.0	1.69000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 5 0	1302.0×1302.0	1.0	1.69000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 5 1	1310.6×1310.6	2.3	1.70564	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 5 2	1302.0×1302.0	1.0	1.69000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 5 3	1302.0×1302.0	1.0	1.69000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 5 4	1802.0×1002.0	1.0	1.80000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 5 5	1802.0×1302.0	1.0	2.34000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 5 6	1002.0×902.0	1.0	0.90000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

表 3.1-1 中央制御室空調換気系ダクトの設計仕様表 (その1)

名	称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (℃)		外径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
中央制御室空調換気系	外気取入口 ～ 中央制御室非常用再循環 処理装置フィルタ入口ラ イン分岐部	0.001* (差圧)	P 1	40*	T 1	5106.4 ×1406.4	D 1
						1406.4 ×806.4	D 2
						806.4 ×806.4	D 3
						906.4	D 4
		0.003* (差圧)	P 2	40*	T 1	906.4	D 4
						901.6	D 5
						902.0	D 6
						1101.6 ×1001.6	D 7
	中央制御室非常用再循環 処理装置フィルタ入口ラ イン分岐部 ～ 中央制御室非常用再循環 処理装置フィルタ	0.003 (差圧)	P 2	40	T 1	1001.6 ×901.6	D 8
						1101.6 ×1001.6	D 9
						901.6	D 1 0
						902.0	D 1 1
						3002.4 ×802.4	D 1 2
	中央制御室非常用再循環 処理装置フィルタ ～ 中央制御室非常用再循環 送風機	0.003 (差圧)	P 2	40	T 1	902.0 ×902.0	D 1 3
1042.0						D 1 4	

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 3.1-1 中央制御室空調換気系ダクトの設計仕様表 (その2)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
中央制御室空調換気系	中央制御室非常用再循環送風機 ～ 中央制御室送風機	0.001 (差圧)	P 1	40	T 1	919.6 ×828.6	D 1 5
						1201.6 ×701.6	D 1 6
						1001.6 ×901.6	D 8
						1202.0 ×702.0	D 1 7
		0.003 (差圧)	P 2	40	T 1	1802.0 ×1302.0	D 1 8
						1802.4 ×1302.4	D 1 9
						2102.4 ×1002.4	D 2 0
						3002.4 ×1002.4	D 2 1
	3802.4 ×1002.4					D 2 2	
	2002.4 ×1002.4					D 2 3	
	2602.4 ×1002.4	D 2 4					
	3252.4 ×1002.4	D 2 5					

表 3.1-1 中央制御室空調換気系ダクトの設計仕様表 (その 3)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (℃)		外径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
中央制御室送風機 ～ 中央制御室入口	0.001 (差圧)	P 1	40	T 1	1602.4 ×1102.4	D 2 6
					1502.4 ×1502.4	D 2 7
					1502.0 ×1502.0	D 2 8
					1502.0 ×1502.0	D 2 9
					1502.0 ×902.0	D 3 0
					1502.0 ×1102.0	D 3 1
					1502.0 ×1102.0	D 3 2
					1502.0 ×1102.0	D 3 3
					1602.0 ×1602.0	D 3 4
					1202.0 ×1202.0	D 3 5
					1201.6 ×1201.6	D 3 6
					1210.6 ×1210.6	D 3 7
					1201.6 ×1201.6	D 3 8
					1101.6 ×701.6	D 3 9
					1106.4 ×706.4	D 4 0
1104.6 ×704.6	D 4 1					

S2 補 VI-1-1-5-6 R1

中央制御室空調換気系

表 3.1-1 中央制御室空調換気系ダクトの設計仕様表 (その 4)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (℃)		外径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
中央制御室空調換気系 中央制御室出口 ～ 中央制御室非常用再循環 処理装置フィルタ入口ラ イン分岐部	0.001 (差圧)	P 1	40	T 1	1104.6 ×704.6	D 4 2
					1101.6 ×701.6	D 4 3
					1304.6 ×904.6	D 4 4
					1306.4 ×906.4	D 4 5
					1302.0 ×902.0	D 4 6
					1502.0 ×1502.0	D 4 7
					1502.0 ×1502.0	D 4 8
					1302.0 ×1302.0	D 4 9
					1302.0 ×1302.0	D 5 0
					1310.6 ×1310.6	D 5 1
					1302.0 ×1302.0	D 5 2
					1302.0 ×1302.0	D 5 3
					1802.0 ×1002.0	D 5 4
					1802.0 ×1302.0	D 5 5
	0.003 (差圧)	P 2	40	T 1	1802.0 ×1302.0	D 5 5
				1002.0 ×902.0	D 5 6	
				1001.6 ×901.6	D 8	

名	称	中央制御室送風機
容	量	m ³ /h/個 120000 以上 (120000)
原	動 機 出 力	kW/個 <input type="text"/>
個	数	— 2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 <p>中央制御室送風機は、設計基準対象施設として中央制御室空調換気系対象区域の換気空調を行うため、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタで浄化した空気を中央制御室及び各室へ給気するために設置する。</p> ・重大事故等対処施設 <p>重大事故等時に、放射線管理施設のうち換気設備として使用する中央制御室送風機は、以下の機能を有する。</p> <p>中央制御室送風機は、重大事故等が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまるために必要な設備として設置する。</p> <p>系統構成は、粒子用高効率フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ並びに中央制御室非常用再循環送風機からなる非常用ラインを設け、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通した外気を取り込み、中央制御室を正圧化することにより、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができる設計とする。</p> <p>また、炉心の著しい損傷後に格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、中央制御室空調換気系は中央制御室外気取入調節弁 (MV264-1) を閉操作することで、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通る系統隔離運転モードとすることにより、中央制御室バウンダリを外気から隔離可能な設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する中央制御室送風機の容量は、中央制御室空調換気系対象各区域の環境維持のための必要換気量と必要冷却風量を基に設定する。なお、中央制御室空調換気系区域の必要換気回数は、運転員が滞在する中央制御室は 10 回/h 以上、その他の区域は 1 回/h で設定している。</p> <p>各区域について、これらを満足する給気量の合計は、120000m³/h となる。</p> <p>以上より、中央制御室送風機の容量は、120000m³/h/個とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

重大事故等時において使用する中央制御室送風機の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため設計基準対象施設と同仕様で設計し、120000m³/h/個とする。

公称値については、要求される容量と同じ120000m³/h/個とする。

2. 原動機出力の設定根拠

中央制御室送風機の原動機出力は、下記の式により、送風機の軸動力を考慮して決定する。

$$L = \frac{L_T}{\eta_T / 100} = \frac{\frac{\kappa}{\kappa - 1} \cdot \frac{P_{T1} \cdot Q_1}{6 \cdot 10^4} \cdot \left\{ \left(\frac{P_{T2}}{P_{T1}} \right)^{\frac{\kappa - 1}{\kappa}} - 1 \right\}}{\eta_T / 100} \dots\dots\dots \frac{P_{S2}}{P_{S1}} > 1.03 \text{ のとき}$$

$$= \frac{\frac{Q_1}{6 \cdot 10^4} \cdot \{ (P_{S2} - P_{S1}) + (p_{d2} - p_{d1}) \}}{\eta_T / 100} \dots\dots\dots \frac{P_{S2}}{P_{S1}} \leq 1.03 \text{ のとき}$$

(引用文献：日本産業規格 J I S B 8 3 3 0 (2000)「送風機の試験及び検査方法」)

- L : 軸動力 (kW)
- L_T : 全圧空気動力 (kW)
- κ : 比熱比 = 1.40
- Q₁ : 吸込空気量 (m³/min) = 120000/60
- P_{T2} : 吐出し口送風機絶対全圧 (Pa [abs]) =
- P_{T1} : 吸込口送風機絶対全圧 (Pa [abs]) =
- P_{S2} : 吐出し口送風機絶対静圧 (Pa [abs]) =
- P_{S1} : 吸込口送風機絶対静圧 (Pa [abs]) =
- p_{d2} : 吐出し口動圧 (Pa) =
- p_{d1} : 吸込口動圧 (Pa) =
- η_T : 全圧効率 (%) (設計計画値) =

$$\frac{P_{S2}}{P_{S1}} = \frac{\text{}}{\text{}} = \text{} > 1.03 \text{ より}$$

$$L = \frac{1.40}{1.40 - 1} \times \frac{\text{} \times \left(\frac{120000}{60} \right)}{6 \times 10^4} \times \left\{ \left(\frac{\text{}}{\text{}} \right)^{\frac{1.40 - 1}{1.40}} - 1 \right\} = \text{} \div \text{} = \text{} \text{ kW}$$

上記から、中央制御室送風機の原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、kW/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 個数の設定根拠

中央制御室送風機（原動機含む。）は、設計基準対象施設として中央制御室非常用再循環処理装置フィルタで浄化した空気を中央制御室及び各室へ給気するために、2個設置する。

中央制御室送風機（原動機含む。）は、重大事故等が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまるため、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	中央制御室非常用再循環送風機	
容	量	m ³ /h/個	32000 以上 (32000)
原	動	kW/個	<input type="text"/>
個	数	—	2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>中央制御室非常用再循環送風機は、設計基準対象施設として中央制御室内空気を粒子用高効率フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室非常用再循環処理装置フィルタに通し、空気中の微粒子及び放射性よう素を除去低減するために設置する。</p> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に、放射線管理施設のうち換気設備として使用する中央制御室非常用再循環送風機は、以下の機能を有する。</p> <p>中央制御室非常用再循環送風機は、重大事故等が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまるために必要な設備として設置する。</p> <p>系統構成は、粒子用高効率フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ並びに中央制御室非常用再循環送風機からなる非常用ラインを設け、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通した外気を取り込み、中央制御室を正圧化することにより、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができる設計とする。</p> <p>また、炉心の著しい損傷後に格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、中央制御室空調換気系は中央制御室外気取入調節弁 (MV264-1) を閉操作することで、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通る系統隔離運転モードとすることにより、中央制御室バウンダリを外気から隔離可能な設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する中央制御室非常用再循環送風機の容量は、必要に応じチャコールフィルタを通して外気を取り入れ、再循環した場合でも、中央制御室にとどまる運転員が受ける線量が7日間で100mSvを下回ることができる容量とする。</p> <p>中央制御室非常用再循環送風機は容量32000m³/hにおいて、運転員が受ける線量限度が7日間で100mSvを下回ることが可能となる (添付書類VI-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」参照) ため、中央制御室再循環送風機の容量は、32000m³/h/個とする。</p>			

【設定根拠】(続き)

重大事故等時において使用する中央制御室非常用再循環送風機の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、32000m³/h 個とする。
公称値については、要求される容量と同じ 32000m³/h/個とする。

2. 原動機出力の設定根拠

中央制御室非常用再循環送風機の原動機出力は、下記の式により、送風機の軸動力を考慮して決定する。

$$L = \frac{L_T}{\eta_T / 100} = \frac{\frac{\kappa}{\kappa - 1} \cdot \frac{P_{T1} \cdot Q_1}{6 \cdot 10^4} \cdot \left\{ \left(\frac{P_{T2}}{P_{T1}} \right)^{\frac{\kappa-1}{\kappa}} - 1 \right\}}{\eta_T / 100} \dots\dots\dots \frac{P_{S2}}{P_{S1}} > 1.03 \text{ のとき}$$

$$= \frac{\frac{Q_1}{6 \cdot 10^4} \cdot \{ (P_{S2} - P_{S1}) + (p_{d2} - p_{d1}) \}}{\eta_T / 100} \dots\dots\dots \frac{P_{S2}}{P_{S1}} \leq 1.03 \text{ のとき}$$

(引用文献：日本産業規格 J I S B 8 3 3 0 (2000)「送風機の試験及び検査方法」)

- L : 軸動力 (kW)
- L_T : 全圧空気動力 (kW)
- κ : 比熱比 = 1.40
- Q₁ : 吸込空気量 (m³/min) = 32000 / 60
- P_{T2} : 吐出し口送風機絶対全圧 (Pa [abs]) =
- P_{T1} : 吸込口送風機絶対全圧 (Pa [abs]) =
- P_{S2} : 吐出し口送風機絶対静圧 (Pa [abs]) =
- P_{S1} : 吸込口送風機絶対静圧 (Pa [abs]) =
- p_{d2} : 吐出し口動圧 (Pa) =
- p_{d1} : 吸込口動圧 (Pa) =
- η_T : 全圧効率 (%) (設計計画値) =

$$\frac{P_{S2}}{P_{S1}} = \frac{\text{}}{\text{}} = \text{} \leq 1.03 \text{ より}$$

$$L = \frac{\left(\frac{32000}{60} \right) \times \left\{ \left(\frac{\text{} - \text{} \right) + \left(\text{} - \text{} \right) \right\}}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記から、中央制御室非常用再循環送風機の原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、 kW/個とする。

【設定根拠】（続き）

3. 個数の設定根拠

中央制御室非常用再循環送風機（原動機含む。）は、設計基準対象施設として中央制御室内の空気を粒子用高効率フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室非常用再循環処理装置フィルタに通し、空気中の微粒子及び放射性よう素を除去低減するために、2個設置する。

中央制御室非常用再循環送風機（原動機含む。）は、重大事故等が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまるため、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称		中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ		
種 類	—	粒子用高効率フィルタ	チャコールフィルタ	
効 率	単 体	%	99.97 以上 (0.3 μ m 粒子)	96 以上 (相対湿度 70 %以下, 温度 30°C以下において)
	総 合	%	99.9 以上 (0.3 μ m 粒子)	95 以上 (相対湿度 70 %以下, 温度 30°C以下において)
個 数		—	1	
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>中央制御室非常用再循環処理装置フィルタは、中央制御室再循環送風機と同じ容量とし、設計基準対象施設として、中央制御室空調換気系対象各室内の空気中の微粒子及び放射性よう素を除去低減するために設置する。</p> <p>各室からの空気は、中央制御室送風機により循環され、その空気の一部は中央制御室非常用再循環送風機により中央制御室非常用再循環処理装置フィルタに導かれ、粒子用高効率フィルタ及びチャコールフィルタで微粒子及び放射性よう素が除去低減される。</p> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に、放射線管理施設のうち換気設備として使用する中央制御室非常用再循環処理装置フィルタは、以下の機能を有する。</p> <p>中央制御室非常用再循環処理装置フィルタは、重大事故等が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまるために必要な設備として設置する。</p> <p>系統構成は、粒子用高効率フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ並びに中央制御室非常用再循環送風機からなる非常用ラインを設け、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通した外気を取り込み、中央制御室を正圧化することにより、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷後に格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、中央制御室空調換気系は中央制御室外気取入調節弁 (MV264-1) を閉操作することで、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通る系統隔離運転モードとすることにより、中央制御室バウンダリを外気から隔離可能な設計とする。</p> 				

【設定根拠】（続き）

1. 効率の設定根拠

1.1 単体除去効率

a. 粒子用高効率フィルタ

設計基準対象施設として使用する場合の粒子用高効率フィルタの単体除去効率は、「放射性エアロゾル用高性能エアフィルタ」（J I S Z 4 8 1 2-1975）で規定される性能を基に設定し、基準粒子径 $0.3\mu\text{m}$ における単体除去効率が99.97%以上と規定されていることから、99.97%以上（ $0.3\mu\text{m}$ 粒子）とする。

b. チャコールフィルタ

設計基準対象施設として使用する場合のチャコールフィルタの単体除去効率は、チャコールフィルタに要求される総合除去効率を確保するため、米国の REGULATORY GUIDE 1.52（以下「R.G.1.52」という。）に規定されるよう素除去効率である95%以上を参考に、供用中の劣化傾向を考慮しても確実に確保できる単体除去効率として、96%以上と設定する。

1.2 総合除去効率

a. 粒子用高効率フィルタ

設計基準対象施設として使用する場合の粒子用高効率フィルタの総合除去効率は、粒子用高効率フィルタを処理装置に装着した使用状態において、粒子用高効率フィルタを通らない空気（バイパスリーク）を考慮した微粒子除去効率として、99.9%（ $0.3\mu\text{m}$ 粒子）と設定する。

b. チャコールフィルタ

設計基準対象施設として使用する場合のチャコールフィルタの総合除去効率は、チャコールフィルタに要求される総合除去効率を確保するため、米国の R.G.1.52 に規定されるよう素除去効率である95%以上を参考に、供用中の劣化傾向を考慮しても確実に確保できる総合除去効率を総合的に判断し、95%以上と設定する。

中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを重大事故等時において使用する場合の単体除去効率及び総合除去効率は、設計基準対象施設と同様であるため、以下のとおり設計基準対象施設と同仕様で設計する。

- ・単体除去効率

粒子用高効率フィルタ：99.97 以上（ $0.3\mu\text{m}$ 粒子）

チャコールフィルタ：96 以上（相対湿度70%以下において、温度30℃以下において）

- ・総合除去効率

粒子用高効率フィルタ：99.9 以上（ $0.3\mu\text{m}$ 粒子）

チャコールフィルタ：95 以上（相対湿度70%以下において、温度30℃以下において）

【設 定 根 拠】（続き）

2. 個数の設定根拠

中央制御室非常用再循環処理装置フィルタは、設計基準対象施設として中央制御室及び運転員控室等からの空気を中央制御室送風機により循環し、その空気の一部を中央制御室非常用再循環送風機により中央制御室非常用再循環処理装置フィルタに導き、粒子用高効率フィルタ及びチャコールフィルタで空気中の微粒子及び放射性よう素を除去低減するために1個設置する。

中央制御室非常用再循環処理装置フィルタは、重大事故等が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまるため、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

3.2 中央制御室空気供給系

名	称	中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）
容	量	ℓ/個
50.0 以上	(50.0)	
最 高 使 用 圧 力	MPa	19.6
最 高 使 用 温 度	℃	40
個	数	—
15	(予備 35)	

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に放射線管理施設の換気設備のうち中央制御室待避室設備として使用する中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）は、以下の機能を有する。

中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）は、炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを防ぎ、中央制御室待避室にとどまる運転員の被ばくを低減するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）から中央制御室待避室内へ空気を送気し正圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぎ、中央制御室遮蔽等の機能とあいまって中央制御室にとどまる運転員の実効線量が事故後 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

1. 容量の設定根拠

重大事故等時に使用する中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用型の空気ポンベを使用することから、当該空気ポンベの容量はメーカーで定めた容量である 50.0ℓ/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ 50.0ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）を重大事故等時において使用する場合は、高圧ガス保安法の適合品であるポンベにて実績を有する充填圧力である 19.6MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時の環境条件（40℃）及び高圧ガス保安法に基づき 40℃とする。

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ）の必要個数は、中央制御室待避室に待避した運転員の窒息を防止するため、及び給気ライン以外からの中央制御室待避室内への外気の流入を放射性雲通過までの10時間の間遮断するために必要な個数である15個とする。根拠については以下のとおり。

4.1 必要換気量

① 二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

- ・ 収容人数：n=5名
- ・ 許容二酸化炭素濃度：C=1.0%（鉱山保安法施行規則）
- ・ 大気二酸化炭素濃度：C₀=0.03%（空気調和・衛生工学便覧）
- ・ 呼吸による二酸化炭素発生量：M=0.022m³/h/人（空気調和・衛生工学便覧の極軽作業の作業程度の吐出し量）
- ・ 必要換気量：Q₁=100・M・n/(C-C₀)m³/h（空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素濃度基準の必要換気量）

$$\begin{aligned} Q_1 &= 100 \times 0.022 \times 5 \div (1.0 - 0.03) \\ &= 11.35 \\ &\approx 11.4 \text{ m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

② 酸素濃度基準に基づく必要換気量

- ・ 収容人数：n=5名
- ・ 吸気酸素濃度：a=20.95%（空気調和・衛生工学便覧）
- ・ 許容酸素濃度：b=19%（鉱山保安法施行規則）
- ・ 成人の呼吸量：c=0.48m³/h/人（空気調和・衛生工学便覧の静座時の呼吸量）
- ・ 乾燥空気換算酸素濃度：d=16.4%（空気調和・衛生工学便覧）
- ・ 必要換気量：Q₂=c・(a-d)・n/(a-b)m³/h（空気調和・衛生工学便覧の酸素濃度基準の必要換気量）

$$\begin{aligned} Q_2 &= 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 5 \div (20.95 - 19.0) \\ &\approx 5.6 \text{ m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

以上より、空気ポンプ正圧化時に、窒息を防止するために必要な換気量は二酸化炭素濃度基準の11.4m³/h以上とする。

【設 定 根 拠】（続き）

4.2 必要ポンベ個数

中央制御室待避室を 10 時間正圧化する必要最低限のポンベ個数は二酸化炭素濃度基準換気量の $11.4\text{m}^3/\text{h}$ 及びポンベ供給可能空気量 $8.0\text{m}^3/\text{個}$ から下記のとおり 15 個となる。

- ・ポンベ初期充填圧力：19.6MPa
- ・ポンベ内容積：50.0ℓ
- ・ポンベ供給可能空気量： $8.0\text{m}^3/\text{個}$

$$\begin{aligned}\text{必要ポンベ個数} &= 11.4\text{m}^3/\text{h} \times 10 \text{ 時間} \div 8.0\text{m}^3/\text{個} \\ &= 14.3 \\ &\approx 15 \text{ 個}\end{aligned}$$

また、故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用として予備 35 個を保管する。

名 称	空気ポンベ連結管接続口 ～ 弁 CV2F7-1A, B	
最高使用圧力	MPa	19.6
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	27.2

【設 定 根 拠】

(概 要)

本配管は、空気ポンベ連結管接続口から弁 CV2F7-1A, B を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）の空気を中央制御室待避室へ供給するために設置する。

本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として以下に示す。

中央制御室空気供給系主配管の設計仕様を表 3.2-1 中央制御室空気供給系主配管の設計仕様表に示す。

1. 最高使用圧力の設定根拠

P 1 : 19.6MPa

重大事故等対処設備として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、重大事故等時の中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）の使用圧力に合わせ、19.6MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40℃

重大事故等対処設備として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、重大事故等時の中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）の使用温度に合わせ、40℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、中央制御室待避室の居住性確保のため、中央制御室待避室の必要換気量である 11.4m³/h を中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）容量、圧力損失・施工性等を考慮した上で供給可能な配管である、27.2mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	27.2	3.9	20	0.00030	□	□*	□

注記*：標準流速を超えるが、空気・ガス（圧縮）の許最高流速（音速）を下回るため問題ない。

名	称	弁 CV2F7-1A, B ～ 中央制御室待避室内開放
最高使用圧力	MPa	0.6
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	27.2

【設 定 根 拠】

(概 要)

本配管は、弁 CV2F7-1A, B から中央制御室待避室を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）の空気を中央制御室待避室へ供給するために設置する。

本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 2 として以下に示す。

中央制御室空気供給系主配管の設計仕様を表 3.2-1 中央制御室空気供給系主配管の設計仕様表に示す。

1. 最高使用圧力の設定根拠

P 2 : 0.6MPa

重大事故等対処設備として使用する本配管の最高使用圧力 P 2 は、経路内の圧力損失を考慮し、0.6MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40℃

重大事故等対処設備として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、重大事故等時の中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）の使用温度に合わせ、40℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、中央制御室待避室の居住性確保のため、中央制御室待避室の必要換気量である 11.4m³/h を中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）容量、圧力損失・施工性等を考慮した上で供給可能な配管である、27.2mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	27.2	2.9	20	0.00036	□	□	□

表 3.2-1 中央制御室空気供給系主配管の設計仕様表

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
中央制御室空気供給系	空気ポンベ連結管接続口 ～ 弁 CV2F7-1A, B	19.6*	P 1	40*	T 1	27.2	—
						27.2	D 1
						27.2 /27.2	—
						/27.2	—
						27.2	—
						27.2 /27.2 /—	—
	弁CV2F7-1A, B ～ 中央制御室待避室内開放	0.6*	P 2	40*	T 1	27.2	D 2
						27.2 /27.2	—
						/—	—
						27.2	—
					27.2 /27.2 /27.2	—	

注記*：重大事故等時における使用時の値

名 称	空気供給装置連結管	
最高使用圧力	MPa	19.6
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	6.35
個 数	—	15 (予備 30)

【設 定 根 拠】

(概 要)

本配管は、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）と空気ポンペ連結管接続口を接続する配管であり、重大事故等対処設備として中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）の空気を中央制御室待避室へ供給するために設置する。

本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として以下に示す。

中央制御室空気供給系主配管の設計仕様を表 3.2-2 中央制御室空気供給系主配管の設計仕様表に示す。

1. 最高使用圧力の設定根拠

P 1 : 19.6MPa

重大事故等対処設備として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、重大事故等時の中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）の使用圧力に合わせ、19.6MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40℃

重大事故等対処設備として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、重大事故等時の中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）の使用温度に合わせ、40℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）容量、圧力損失・施工性等を考慮した上で供給可能な配管である、6.35mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	6.35	1.0	—	0.00001	□	□*	□

注記* : 標準流速を超えるが、空気・ガス（圧縮）の許容最高流速（音速）を下回るため問題ない。

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

本配管の個数は、空気ボンベ連結管接続口 1 個に 1 つずつ接続するため、空気ボンベ連結管接続口個数に合わせ、予備を含めた合計 45 台（15 台、予備 30 台）とする。

表 3.2-2 中央制御室空気供給系主配管の設計仕様表

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (℃)		外径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
中央制御室 空気供給系	空気供給装置連結管	19.6*	P 1	40*	T 1	6.35	D 1

注記*：重大事故等時における使用時の値

3.3 緊急時対策所換気空調系

名	称	空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）
容	量	ℓ/個
		50.0 以上（50.0）
最	高	使用
		圧
		力
		MPa
		19.6
最	高	使用
		温
		度
		℃
		40
個	数	—
		454（予備 86）
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>重大事故等時に放射線管理施設のうち緊急時対策所換気空調系として使用する空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）は、以下の機能を有する。</p> <p>緊急時対策所換気空調系の空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）は、炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、放射性物質が緊急時対策所に流入することを防ぎ、緊急時対策所にとどまる要員の被ばくを低減するために設置する。</p> <p>系統構成は、炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、緊急時対策所換気空調系の空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）から緊急時対策所へ空気を送り正圧化することにより、放射性物質が緊急時対策所に流入することを一定時間完全に防ぎ、緊急時対策所遮蔽の機能とあいまって緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>重大事故等時に使用する緊急時対策所換気空調系の空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用型の空気ボンベを使用することから、当該空気ボンベの容量はメーカーで定めた容量である 50.0ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 50.0ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>緊急時対策所換気空調系の空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）を重大事故等時において使用する場合は、高圧ガス保安法の適合品であるボンベにて実績を有する充填圧力である 19.6MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>緊急時対策所換気空調系の空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時の環境条件（40℃）及び高圧ガス保安法に基づき 40℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】(続き)

4. 個数の設定根拠

緊急時対策所換気空調系の空気ポンベ加圧設備(空気ポンベ)の必要個数は、緊急時対策所にとどまる要員の窒息を防止するため、及び給気ライン以外からの緊急時対策所内への外気の流入を放射性雲通過までの10時間の間遮断するために必要な個数である454個とする。根拠については以下のとおり。

4.1 必要換気量

① 二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

- ・収容人数 : $n=96$ 名
- ・許容二酸化炭素濃度 : $C=1.0\%$ (鉱山保安法施行規則)
- ・大気二酸化炭素濃度 : $C_0=0.03\%$ (空気調和・衛生工学便覧)
- ・二酸化炭素発生量 : $M=0.022\text{m}^3/\text{h}/\text{名}$ (空気調和・衛生工学便覧の極軽作業の作業程度の吐出し量)
- ・必要換気量 : $Q_1=100 \cdot M \cdot n / (C - C_0) \text{m}^3/\text{h}$ (空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素濃度基準の必要換気量)

$$Q_1=100 \times 0.022 \times 96 \div (1.0 - 0.03) \doteq 218\text{m}^3/\text{h}$$

② 酸素濃度基準に基づく必要換気量

- ・収容人数 : $n=96$ 名
- ・吸気酸素濃度 : $a=20.95\%$ (空気調和・衛生工学便覧)
- ・許容酸素濃度 : $b=19\%$ (鉱山保安法施行規則)
- ・成人の呼吸量 : $c=0.48\text{m}^3/\text{h}/\text{名}$ (空気調和・衛生工学便覧の静座時の呼吸量)
- ・乾燥空気換算呼吸酸素濃度 : $d=16.4\%$ (空気調和・衛生工学便覧)
- ・必要換気量 : $Q_2=c \cdot (a - d) \cdot n / (a - b) \text{m}^3/\text{h}$ (空気調和・衛生工学便覧の酸素濃度基準の必要換気量)

$$Q_2=0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 96 \div (20.95 - 19.0)$$

$$\doteq 108\text{m}^3/\text{h}$$

③ 緊急時対策所の設計漏えい量に基づく必要換気量

緊急時対策所の設計漏えい量は、緊急時対策所で実施した気密試験結果の漏えい率0.03回/h(約100Pa正圧化時)に余裕を見た設計漏えい率0.15回/hを基に算出した漏えい量330 m^3/h としている。

$$\begin{aligned} \text{緊急時対策所体積} \times \text{設計漏えい率} &= \text{設計漏えい量} \\ 2150\text{m}^3 \times 0.15 \text{ 回/h} &\doteq 330\text{m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

【設 定 根 拠】(続き)

以上より、空気ボンベ正圧化時に、窒息を防止するために必要な換気量は、緊急時対策所の設計漏えい量に基づく $330\text{m}^3/\text{h}$ 以上とする。

4.2 必要ボンベ個数

上記より、空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）による必要換気量は、 $330\text{m}^3/\text{h}$ であり、この流量を放射性雲通過時間の 10 時間に 1 時間の余裕をもたせた 11 時間継続するために必要な空気ボンベ個数を以下に示す。

(1) 放射性雲通過中に必要となるボンベ容量

緊急時対策所を 11 時間正圧化するために必要最低限のボンベ個数は、設計漏えい率に基づく換気量の $330\text{m}^3/\text{h}$ 及びボンベ供給可能空気量 $8.0\text{m}^3/\text{個}$ から下記のとおり 454 個となる。

- ・ボンベ初期充填圧力 : 19.6MPa
- ・ボンベ内容積 : $50.0\text{l}/\text{個}$
- ・ボンベ供給可能空気量 : $8.0\text{m}^3/\text{個}$

$$\begin{aligned} \text{必要ボンベ個数} &= 330\text{m}^3/\text{h} \times 11 \text{ 時間} \div 8.0\text{m}^3/\text{個} \\ &= 453.8 \text{ 個} \approx 454 \text{ 個} \end{aligned}$$

(2) 放射性雲通過時間（10 時間）以外に必要なボンベ容量

緊急時対策所の正圧化を、空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）による給気から緊急時対策所空気浄化送風機による給気に切り替える場合においては、切替操作を行っている間を、空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）の給気と緊急時対策所空気浄化送風機の給気を同時に行うことにより、緊急時対策所の正圧化状態を損なわない設計とする。

切替操作は緊急時対策所空気浄化送風機起動失敗を想定した場合の予備機への切替操作も考慮し、最大で 11 分とする。

また、ベント実施予定時刻の 20 分前から加圧操作開始することから、放射性雲通過時間（10 時間）以外に合計 31 分のボンベ容量を考慮する必要がある。

緊急時対策所を 31 分間正圧化する必要最低限のボンベ個数は緊急時対策所必要換気量の $330\text{m}^3/\text{h}$ 及びボンベ供給可能空気量 $8.0\text{m}^3/\text{個}$ から下記のとおり 22 個となる。

$$\begin{aligned} \text{必要ボンベ個数} &= 330\text{m}^3/\text{h} \times 31 \text{ 分間} \div 8.0\text{m}^3/\text{個} \\ &= 21.5 \approx 22 \text{ 個} \end{aligned}$$

なお、上記の 31 分間は、正圧化継続時間に見込んである 1 時間の余裕に包絡されることから、正圧化切替操作時及びベント実施予定時刻 20 分前からの加圧操作開始に必要なボンベ個数 22 個は、(1) 項の必要ボンベ個数 454 個に包含する設計とする。

また、故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用として予備 86 個を保管する。

名 称	建物加圧空気配管接続口 ～ 緊急時対策所内開放	
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.6
最 高 使 用 温 度	℃	40
外 径	mm	60.5 / 76.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、建物加圧空気配管接続口から緊急時対策所内開放を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）の空気を緊急時対策所へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1，D 2として以下に示す。</p> <p>緊急時対策所換気空調系主配管の設計仕様を表 3.3-1 緊急時対策所換気空調系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.6MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、経路内の圧力損失を考慮し、0.6MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の最高使用温度T 1は、重大事故等時の空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）の使用温度に合わせ、40℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、緊急時対策所の居住性確保のため、放射性雲通過中の緊急時対策所の必要換気量である 330m³/h を空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）容量、圧力損失・施工性等を考慮した上で供給可能な配管である、60.5mm, 76.3mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	60.5	3.9	50	0.00218	□	□*	□
D 2	76.3	5.2	65	0.00341	□	□*	□

注記*：標準流速を超えるが、空気・ガス（圧縮）の許容最高流速（音速）を下回るため問題ない。

名 称	建物ダクト接続口 ～ 緊急時対策所内開放	
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.0063
最 高 使 用 温 度	℃	50
外 径	mm	318.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、建物ダクト接続口から緊急時対策所内開放を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットにより浄化した空気を緊急時対策所へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 3として以下に示す。</p> <p>緊急時対策所換気空調系主配管の設計仕様を表 3.3-1 緊急時対策所換気空調系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 0.0063MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の最高使用圧力P 2は、経路内の圧力損失を考慮し、0.0063MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 50℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の最高使用温度T 2は、重大事故等時の緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの使用温度に合わせ、50℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、緊急時対策所空気浄化送風機の容量、圧力損失・施工性等を考慮した上で供給可能な配管である、318.5mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	318.5	10.3	300	0.06970	□	□	□

表 3.3-1 緊急時対策所換気空調系主配管の設計仕様表

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (℃)		外径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
緊急時対策所換気空調系 建物加圧空気配管接続口 ～ 緊急時対策所内開放	0.6*	P 1	40*	T 1	60.5	D 1
					61.1	—
					61.1 /61.1 /61.1	—
					61.1 /— /61.1	—
					61.1 /61.1 /—	—
					76.3 /60.5	—
					76.3	—
					76.3	D 2
					76.3 /76.3 /76.3	—
					114.3 /76.3	—
緊急時対策所換気空調系 建物ダクト接続口 ～ 緊急時対策所内開放	0.0063*	P 2	50*	T 2	318.5	D 3
					318.5	—
					318.5 /318.5 /318.5	—

注記*：重大事故等時における使用時の値

名 称	空気ボンベ加圧設備空気ボンベ連結管 ～ 空気ボンベ加圧設備空気ボンベ連結管接続口	
最高使用圧力	MPa	21.6
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	6.35
個 数	—	454 (予備 86)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、空気ボンベ加圧設備空気ボンベ連結管から空気ボンベ加圧設備空気ボンベ連結管接続口を接続する配管であり、重大事故等対処設備として空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）の空気を緊急時対策所へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として以下に示す。</p> <p>緊急時対策所換気空調系主配管の設計仕様を表 3.3-2 緊急時対策所換気空調系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 21.6MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）の使用圧力から屋外環境温度変化に伴うボンベ内圧力上昇を考慮し、21.6MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、重大事故等時の空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）の使用温度に合わせ、40℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）容量、圧力損失・施工性等を考慮した上で供給可能な配管である、6.35mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	6.35	1.0	—	0.00001	□	□*	□

注記*：標準流速を超えるが、空気・ガス（圧縮）の許容最高流速（音速）を下回るため問題ない。

4. 個数の設定根拠

本配管の個数は、空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）1個に1つずつ接続するため、空気ボンベ加圧設備空気ボンベ個数に合わせ、予備を含めた合計540台（454台、予備86台）とする。

名 称	空気ボンベ加圧設備空気ボンベ連結管接続口 ～ フレキシブルチューブ接続口（上流側）	
最高使用圧力	MPa	21.6 / 0.6
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	21.7
個 数	—	16（予備2）

【設 定 根 拠】

（概 要）

本配管は、空気ボンベ加圧設備空気ボンベ連結管接続口からフレキシブルチューブ接続口（上流側）を接続する配管であり、重大事故等対処設備として空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）の空気を緊急時対策所へ供給するために設置する。

本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1， P 2， 最高使用温度の設定根拠を T 1， 外径の設定根拠を D 2 として以下に示す。

緊急時対策所換気空調系主配管の設計仕様を表 3.3-2 緊急時対策所換気空調系主配管の設計仕様表に示す。

1. 最高使用圧力の設定根拠

P 1 : 21.6MPa

重大事故等対処設備として使用する本配管の最高使用圧力 P 1 は、空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）の使用圧力から屋外環境温度変化に伴うボンベ内圧力上昇を考慮し、21.6MPa とする。

P 2 : 0.6MPa

重大事故等対処設備として使用する本配管の最高使用圧力 P 2 は、経路内の圧力損失を考慮し、0.6MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40℃

重大事故等対処設備として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、重大事故等時の空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）の使用温度に合わせ、40℃ とする。

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 空気ボンベ加圧設備空気ボンベ容量, 圧力損失・施工性等を考慮した上で供給可能な配管である, 21.7mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	21.7	3.7	15	0.00016	□	□*	□

注記* : 標準流速を超えるが, 空気・ガス (圧縮) の許容最高流速 (音速) を下回るため問題ない。

4. 個数の設定根拠

本配管の個数は, 空気ボンベ加圧設備空気ボンベ連結管接続口からフレキシブルチューブ接続口 (上流側) の接続箇所数に合わせた 16 台に予備 2 台を含めた合計 18 台とする。

名	称	空気ボンベ加圧設備用 1.5m フレキシブルチューブ
最高使用圧力	MPa	0.6
最高使用温度	℃	40
外径	mm	16.0 / 21.7
個数	—	16 (予備 2)
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、フレキシブルチューブ接続口（上流側）とフレキシブルチューブ接続口（下流側）を接続する配管であり、重大事故等対処設備として空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）の空気を緊急時対策所へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 3，D 4，F 1 として以下に示す。</p> <p>緊急時対策所換気空調系主配管の設計仕様を表 3.3-2 緊急時対策所換気空調系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 0.6MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の最高使用圧力 P 2 は、経路内の圧力損失を考慮し、0.6MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、重大事故等時の空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）の使用温度に合わせ、40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、空気ポンベ加圧設備空気ポンベ容量、圧力損失・施工性等を考慮した上で供給可能な配管である、16.0mm, 21.7mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	16.0	4	—	0.00005	□	□*	□
D 4	21.7	2.8	—	0.00020	□	□*	□

注記*：標準流速を超えるが、空気・ガス（圧縮）の許容最高流速（音速）を下回るため問題ない。

(2) 継手

F 1 : 17.5mm

本伸縮継手の外径は、フレキシブルチューブ接続口（上流側）とフレキシブルチューブ接続口（下流側）の15Aの配管を接続すること及びメーカー仕様に基づく施工性を考慮し、17.5mm とする。

4. 個数の設定根拠

本配管の個数は、フレキシブルチューブ接続口（上流側）とフレキシブルチューブ接続口（下流側）の接続箇所数に合わせた16台に予備2台を含めた合計18台とする。

名	称	フレキシブルチューブ接続口（下流側） ～ 建物加圧空気配管接続口（上流側）
最高使用圧力	MPa	0.6
最高使用温度	℃	40
外径	mm	34.0 / 60.5
個数	—	70（予備 13）
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、フレキシブルチューブ接続口（下流側）から建物加圧空気配管接続口（上流側）を接続する配管であり、重大事故等対処設備として空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）の空気を緊急時対策所へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 5，D 6 として以下に示す。</p> <p>緊急時対策所換気空調系主配管の設計仕様を表 3.3-2 緊急時対策所換気空調系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 0.6MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の最高使用圧力 P 2 は、経路内の圧力損失を考慮し、0.6MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、重大事故等時の空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）の使用温度に合わせ、40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、空気ポンベ加圧設備空気ポンベ容量、圧力損失・施工性等を考慮した上で供給可能な配管である、34.0mm, 60.5mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	34.0	3.4	25	0.00058	□	□	□
D 6	60.5	3.9	50	0.00218	□	□*	□

注記*：標準流速を超えるが、空気・ガス（圧縮）の許容最高流速（音速）を下回るため問題ない。

4. 個数の設定根拠

本配管の個数は、フレキシブルチューブ接続口（下流側）から建物加圧空気配管接続口（上流側）へ空気を供給するために必要な70台に予備13台を加えた合計83台とする。

名	称	空気ポンベ加圧設備用 2.3m フレキシブルホース
最高使用圧力	MPa	0.6
最高使用温度	℃	40
外径	mm	60.5
個数	—	2 (予備 1)
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、建物加圧空気配管接続口（上流側）と建物加圧空気配管接続口を接続する配管であり、重大事故等対処設備として空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）の空気を緊急時対策所へ供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 6，F 2 として以下に示す。</p> <p>緊急時対策所換気空調系主配管の設計仕様を表 3.3-2 緊急時対策所換気空調系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 0.6MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の最高使用圧力 P 2 は、経路内の圧力損失を考慮し、0.6MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、重大事故等時の空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）の使用温度に合わせ、40℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、緊急時対策所の居住性確保のため、放射性雲通過中の緊急時対策所の必要換気量である 330m³/h を空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）容量、圧力損失・施工性等を考慮した上で供給可能な配管である、60.5mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 6	60.5	3.9	50	0.00218	□	□*	□

注記*：標準流速を超えるが、空気・ガス（圧縮）の許容最高流速（音速）を下回るため問題ない。

(2) 継手

F 2 : 61.5mm

本伸縮継手の外径は、50A の建物加圧空気配管接続口へ接続すること及びメーカー仕様に基づく施工性を考慮し、61.5mm とする。

4. 個数の設定根拠

本配管の個数は、建物加圧空気配管接続口の個数 2 本に予備 1 本を加えた合計 3 本とする。

表 3.3-2 緊急時対策所換気空調系主配管の設計仕様表

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)		
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
緊急時 対策 所換 気 空 調 系	空気ポンベ加圧設備空気 ポンベ連結管 ～ 空気ポンベ加圧設備空気 ポンベ連結管接続口	21.6*	P 1	40*	T 1	6.35	D 1	
	空気ポンベ加圧設備空気 ポンベ連結管接続口 ～ フレキシブルチューブ接 続口（上流側）	21.6*	P 1	40*	T 1	21.7	D 2	
		0.6*	P 2			21.7	D 2	
	空気ポンベ加圧設備用 1.5m フレキシブルチュー ブ		0.6*	P 2	40*	T 1	16.0	D 3
							17.5	F 1
							21.7	D 4
	フレキシブルチューブ接 続口（下流側） ～ 建物加圧空気配管接続口 （上流側）		0.6*	P 2	40*	T 1	34.0	D 5
							60.5	D 6
	空気ポンベ加圧設備用 2.3m フレキシブルホース		0.6*	P 2	40*	T 1	60.5	D 6
							61.5	F 2

注記*：重大事故等時における使用時の値

名 称	緊急時対策所空気浄化装置用 2.5m, 1.5m可搬型ダクト	
最高使用圧力	MPa	0.0063
最高使用温度	℃	50
外 径	mm	259.4
個 数	—	6 (予備 11)
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本可搬型ダクトは、緊急時対策所空気浄化送風機から緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットから建物ダクト接続口を接続するダクトであり、重大事故等時に緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットにより浄化した空気を緊急時対策所へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>本可搬型ダクトを重大事故等時において使用する場合は、緊急時対策所空気浄化送風機の全圧を上回る 0.0063MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>本可搬型ダクトを重大事故等時において使用する場合は、取付場所の雰囲気温度を上回る 50℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本可搬型ダクトを重大事故等時において使用する場合は、緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに接続可能なダクト外径である 259.4mm とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠</p> <p>本可搬型ダクトは、本可搬型ダクト 1 本当たりの長さを踏まえ、必要な経路長に対して十分な長さを確保できる本数 6 本 (2.5m : 5 本, 1.5m : 1 本) に予備 11 本 (2.5m : 9 本, 1.5m : 2 本) を加えた合計 17 本を保管する。</p>		

名	称	緊急時対策所空気浄化送風機
容	量	m ³ /h/個
		958 以上 (1500)
原	動	kW/個
機	出	5.5
出	力	
個	数	—
		1 (予備 2)
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>重大事故等時に放射線管理施設のうち換気設備（緊急時対策所換気空調系）として使用する緊急時対策所空気浄化送風機は、以下の機能を有する。</p> <p>緊急時対策所空気浄化送風機は、重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所にとどまることができるよう、適切な措置を講ずるために設置する。</p> <p>系統構成は、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所内への放射性物質の侵入を低減するとともに、緊急時対策所の気密性に対して余裕を考慮した換気を行うため、緊急時対策所空気浄化送風機を使用し、緊急時対策所空気浄化フィルタユニットを介して緊急時対策所内へ空気を供給することで緊急時対策所内の正圧を維持できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>緊急時対策所空気浄化送風機の容量は、緊急時対策所を正圧に維持するために必要な換気量 330m³/h*並びに一般的な労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容濃度を満たすことができる流量 958m³/h*を踏まえ、要求値は 958m³/h 以上とする。公称値については、要求値 958m³/h を上回る 1500m³/h/個とする。</p> <p>注記*：添付書類VI-1-9-4-2「緊急時対策所の居住性に関する説明書」に示す容量</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 原動機出力の設定根拠

緊急時対策所空気浄化送風機の原動機出力は、風量 1500m³/h のときの軸動力を基に設計する。

定格風量点における緊急時対策所空気浄化送風機の風量は 1500m³/h、全圧が 5.6kPa (0.0056 MPa) であり、そのときの必要軸動力は、以下のとおり 4.77kW となるため、原動機出力はそれを上回る 5.5kW/個とする。

$$L = \frac{P \times \left(\frac{Q}{3600} \right)}{\eta} = \frac{5.6 \times \left(\frac{1500}{3600} \right)}{0.49} = 4.77 \text{ kW}$$

- L : 必要軸動力 (kW)
P : 送風機全圧 (kPa) = 5.6
Q : 送風機風量 (m³/h) = 1500
 η : 送風機効率 = 0.49

3. 個数の設定根拠

緊急時対策所空気浄化送風機（原動機含む。）は重大事故等対処設備として緊急時対策所内への放射性物質の侵入を低減するとともに、緊急時対策所の気密性に対して余裕を考慮した換気を行うため、緊急時対策所空気浄化送風機を使用し、緊急時対策所空気浄化フィルタユニットを介して緊急時対策所内へ空気を供給することで緊急時対策所内の正圧を維持するために予備 2 個を含む合計 3 個を保管する。

名 称		緊急時対策所空気浄化フィルタユニット		
種 類	—	粒子用フィルタ	よう素用フィルタ	
効 率	単 体	%	99.97 以上 (0.15 μm 粒子)	95 以上 (有機よう素) 99 以上 (無機よう素) (相対湿度 95%, 温度 30°Cにお いて)
	総 合	%	99.99 以上 (0.7 μm 粒子)	99.75 以上 (有機よう素) 99.99 以上 (無機よう素) (相対湿度 95%, 温度 30°Cにお いて)
個 数	—	1 (予備 2)		
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>重大事故等時に放射線管理施設のうち換気設備 (緊急時対策所換気空調系) として使用する緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、以下の機能を有する。</p> <p>緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所にとどまることができるよう、適切な措置を講ずるために設置する。</p> <p>系統構成は、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所内への放射性物質の侵入を低減するとともに、緊急時対策所の気密性に対して余裕を考慮した換気を行うため、緊急時対策所空気浄化送風機を使用し、緊急時対策所空気浄化フィルタユニットを介して緊急時対策所内へ空気を供給することで微粒子及び放射性よう素を除去低減できる設計とする。</p> <p>1. 粒子用フィルタの効率の設定根拠</p> <p>1.1 単体除去効率</p> <p>粒子用フィルタの単体除去効率は、「放射性エアロゾル用高性能エアフィルタ」(J I S Z 4 8 1 2-1995) で規定される性能を基に設定し、基準粒子径 0.15 μm における単体除去効率が 99.97%以上と規定されていることから 99.97%以上 (0.15 μm 粒子) とする。</p>				

【設定根拠】(続き)

1.2 総合除去効率

粒子用フィルタの総合除去効率は、粒子用フィルタをフィルタユニットに装着した使用状態において、粒子用フィルタを通らない空気（バイパスリーク）も考慮した微粒子の除去効率であり、1段で99%以上（ $0.7\mu\text{m}$ 粒子）とする。

これを直列2段とするため、総合除去効率は99.99%以上（ $0.7\mu\text{m}$ 粒子）^{*1}とする。

2. よう素用フィルタの効率の設定根拠

2.1 単体除去効率

よう素用フィルタの単体除去効率は、使用条件でのよう素用フィルタ総合除去効率の設計値を確保できるように設定し、95%以上（有機よう素）、99%以上（無機よう素）（相対湿度95%、温度30℃において）とする。

2.2 総合除去効率

よう素用フィルタの総合除去効率は、緊急時対策所の居住性に係わる被ばく評価に示す条件に基づき、よう素用フィルタをフィルタユニットに装着した使用状態において、よう素用フィルタを通らない空気（バイパスリーク）も考慮したよう素の除去効率であり、1段で95%以上（有機よう素）、99%以上（無機よう素）とし、これを直列2段とするため、総合除去効率は99.75%以上（有機よう素）^{*2}、99.99%以上（無機よう素）^{*3}とする。

注記*1：粒子用フィルタ直列2段時の総合除去効率：

$$(1 - (1 - 0.99) \times (1 - 0.99)) \times 100 = 99.99\%$$

*2：よう素用フィルタ（有機よう素）直列2段時の総合除去効率：

$$(1 - (1 - 0.95) \times (1 - 0.95)) \times 100 = 99.75\%$$

*3：よう素用フィルタ（無機よう素）直列2段時の総合除去効率：

$$(1 - (1 - 0.99) \times (1 - 0.99)) \times 100 = 99.99\%$$

3. 個数の設定根拠

緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、重大事故等対処設備として緊急時対策所内への放射性物質の侵入を低減するとともに、緊急時対策所の気密性に対して余裕を考慮した換気を行うため、緊急時対策所空気浄化送風機を使用し、緊急時対策所空気浄化フィルタユニットを介して緊急時対策所内へ空気を供給することで微粒子及び放射性よう素を除去低減するために予備2個を含む合計3個を保管する。

VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

(原子炉格納施設)

目 次

1. 概要	1
2. 原子炉格納容器	2
2.1 原子炉格納容器本体	2
2.2 機器搬出入口	11
2.3 エアロック	19
2.4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	21
3. 原子炉建屋	89
3.1 原子炉建屋原子炉棟	89
3.2 機器搬出入口	91
3.3 エアロック	93
4. 圧力低減設備その他の安全設備	95
4.1 真空破壊装置	95
4.2 ダウンカム	96
4.3 ベント管	98
4.4 ベントヘッド	102
4.5 原子炉格納容器安全設備	104
4.5.1 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系(格納容器冷却モード))	104
4.5.2 格納容器代替スプレイ系	111
4.5.3 ペDESTAL代替注水系	123
4.5.4 残留熱代替除去系	141
4.6 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備 並びに格納容器再循環設備	157
4.6.1 非常用ガス処理系	157
4.6.2 原子炉建物水素濃度抑制設備	177
4.6.3 窒素ガス代替注入系	181
4.7 原子炉格納容器調気設備	200
4.7.1 窒素ガス制御系	200
4.8 圧力逃がし装置	215
4.8.1 格納容器フィルタベント系	215

1. 概要

本説明書は、原子炉格納施設の申請設備に係る仕様設定根拠について説明するものである。

2. 原子炉格納容器

2.1 原子炉格納容器本体

名		称	原子炉格納容器
最高使用圧力	内圧（ドライウエル, サプレッションチェンバ）	MPa	0.427 (0.853)
	外圧（ドライウエル, サプレッションチェンバ）	MPa	0.014
最高使用温度	ドライウエル	℃	171 (200)
	サプレッションチェンバ	℃	104 (200)
設計漏えい率		%/d	0.5 以下 (常温, 空気又は窒素, 最高使用圧力の 0.9 倍に等しい圧力において)
個数	ドライウエル	—	1
	サプレッションチェンバ	—	1
	サプレッションチェンバ	—	32
	サポート	—	

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

原子炉格納容器は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉格納施設のうち原子炉格納容器の原子炉格納容器本体（原子炉格納容器）として使用する原子炉格納容器は、以下の機能を有する。

原子炉格納容器は、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち、残留熱除去設備（残留熱除去系）として使用する原子炉格納容器は、以下の機能を有する。

【設定根拠】（続き）

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

系統構成は、格納容器冷却モードとして使用する場合には、残留熱除去ポンプにより、水源であるサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器で冷却した後にドライウエル内及びサプレッションチェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器を冷却できる設計とする。また、サプレッションプール水冷却モードとして使用する場合には、残留熱除去ポンプにより、水源であるサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器で冷却した後にサプレッションチェンバ内に戻すことで、原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち、残留熱除去設備（格納容器フィルタベント系）として使用する原子炉格納容器は、以下の機能を有する。

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

系統構成は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、窒素ガス制御系等を経由して第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

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

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

系統構成は、残留熱除去ポンプにより、水源であるサプレッションチェンバのプール水をドライウエル内及びサプレッションチェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

【設 定 根 拠】（続き）

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

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

系統構成は、残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器により、サブプレッションチェンバのプール水を冷却することで、原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち、圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系）として使用する原子炉格納容器は、以下の機能を有する。

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

系統構成は、格納容器代替スプレイ系（常設）として使用する場合には、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由してドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する場合には、大量送水車により、外部水源の水を残留熱除去系を経由してドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち、圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（ペデスタル代替注水系）として使用する原子炉格納容器は、以下の機能を有する。

原子炉格納容器は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

【設 定 根 拠】（続き）

系統構成は、ペDESTAL代替注水系（常設）として使用する場合には、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで原子炉格納容器下部へ流入し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。また、ペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用する場合には、大量送水車により、外部水源の水を原子炉格納容器下部へ注水し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち、圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱代替除去系）として使用する原子炉格納容器は、以下の機能を有する。

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

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした残留熱代替除去ポンプにより、サプレッションチェンバのプール水をB-残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち、圧力低減設備その他の安全設備放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（窒素ガス代替注入系）として使用する原子炉格納容器は、以下の機能を有する。

原子炉格納容器は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するために設置する。

系統構成は、可搬式窒素供給装置と窒素ガス代替注入系ドライウェル側供給用接続口（南）又は窒素ガス代替注入系ドライウェル側供給用接続口（屋内）及び窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（南）又は窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内）を可搬式窒素供給装置用ホースで接続し、原子炉格納容器に窒素ガスを注入することにより、原子炉格納容器を不活性化できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち、圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（格納容器フィルタベント系）として使用する原子炉格納容器は、以下の機能を有する。

【設定根拠】（続き）

原子炉格納容器は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するために設置する。

系統構成は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、窒素ガス制御系等を経由して第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に放出できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち、圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（格納容器フィルタベント系）として使用する原子炉格納容器は、以下の機能を有する。

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

系統構成は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系）として使用する原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）は、以下の機能を有する。

原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を水源とした高圧炉心スプレイポンプにより、原子炉圧力容器へ注水し、炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧炉心スプレイ系）として使用する原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）は、以下の機能を有する。

原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

【設 定 根 拠】（続き）

系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を水源とした低圧炉心スプレイポンプにより、原子炉圧力容器へ注水し、炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧原子炉代替注水系）として使用する原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）は、以下の機能を有する。

原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を水源とした高圧原子炉代替注水ポンプにより、原子炉圧力容器へ注水し、炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）として使用する原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）は、以下の機能を有する。

原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）として使用する原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）は、以下の機能を有する。

原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去ポンプにより原子炉圧力容器へ注水し、炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（水の供給設備）として使用する原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）は、以下の機能を有する。

【設定根拠】（続き）

原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）は、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は、水源とするサブプレッションチェンバが設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち、圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高圧原子炉代替注水系）として使用する原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）は、以下の機能を有する。

原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、冷却水をサブプレッションチェンバから高圧原子炉代替注水ポンプを經由して原子炉圧力容器に注水することにより熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器下部への落下を防止又は遅延できる設計とする。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 内圧（ドライウエル、サブプレッションチェンバ）

1.1.1 最高使用圧力 0.427MPa(内圧)

設計基準対象施設として使用する原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）は、原子炉冷却材喪失時の最高圧力を上回るように設定する。添付書類 VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の「4.2.1 圧力及び温度に関する設計条件」に記載のとおり、原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器の過渡解析の結果、ドライウエルの最高圧力が 0.327MPa となることから、0.327MPa を上回る 0.427MPa とする。

1.1.2 最高使用圧力 0.853MPa(内圧)

原子炉格納容器を重大事故等時ににおいて使用する場合の圧力は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち原子炉格納容器圧力が最大となる事故シーケンスグループ等である雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）において 0.659MPa であることから、0.659MPa を上回る 0.853MPa とする。

【設 定 根 拠】（続き）

1.2 外圧（ドライウエル，サブプレッションチェンバ）

設計基準対象施設として使用する原子炉格納容器の最高使用圧力（外圧）は，添付書類 VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の「4.2.1 圧力及び温度に関する設計条件」に記載のとおり，原子炉格納容器は外面に過大な外圧が作用しないように真空破壊装置を設けており，外面に受ける最高の圧力は0.014MPaとする。

原子炉格納容器を重大事故等時において使用する場合の外圧は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計し，0.014MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 最高使用温度 171℃（ドライウエル）

設計基準対象施設として使用する原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度は，原子炉冷却材喪失時の最高温度を上回るように設定する。添付書類 VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の「4.2.1 圧力及び温度に関する設計条件」に記載のとおり，原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器の過渡解析の結果，ドライウエルの最高温度が145℃となることから，145℃を上回る171℃とする。

2.2 最高使用温度 200℃（ドライウエル）

原子炉格納容器（ドライウエル）を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請添付書類十）で原子炉格納容器（ドライウエル）の温度が最大となる雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除熱系を使用しない場合）において197℃であることから，197℃を上回る200℃とする。

2.3 最高使用温度 104℃（サブプレッションチェンバ）

設計基準対象施設として使用する原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度は，原子炉冷却材喪失時の最高温度を上回るように設定する。添付書類 VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の「4.2.1 圧力及び温度に関する設計条件」に記載のとおり，原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器の過渡解析の結果，サブプレッションチェンバの最高温度が88℃となることから，88℃を上回る104℃とする。

2.4 最高使用温度 200℃（サブプレッションチェンバ）

原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）温度が最大となる雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除熱系を使用しない場合）において157℃であることから，157℃を上回る200℃とする。

【設定根拠】(続き)

3. 設計漏えい率の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉格納容器の設計漏えい率は、添付書類 VI-1-8-1 「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の「4.2.2 漏えい率に対する設計条件」に記載のとおり、安全評価の結果、設計基準事故時の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の基準を満足する設計値である 0.5%/d 以下(常温、空気又は窒素、最高使用圧力の 0.9 倍に等しい圧力において)とする。

原子炉格納容器を重大事故等時において使用する場合の設計漏えい率は、設計基準対象施設として使用する場合の設計漏えい率と同じ 0.5%/d 以下(常温、空気又は窒素、最高使用圧力の 0.9 倍に等しい圧力において)とする。

なお、重大事故等時の漏えい率は、原子炉格納容器圧力が設計基準対処施設としての最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合においても原子炉格納容器の環境条件を考慮し、適切に割増しして評価に使用しており、その設定値において被ばく評価上の基準に適合することを確認している。被ばく評価については添付書類 VI-1-8-1 「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の「別添 3 格納容器フィルタベント系の設計」及び添付書類 VI-1-7-3 「中央制御室の居住性に関する説明書」による。

4. 個数の設定根拠

原子炉格納容器は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時の圧力障壁、放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため等に必要な個数であるドライウエル1個、サブプレッションチェンバ1個、サブプレッションチェンバサポート32個を設置する。

原子炉格納容器は、設計基準対象施設として設置しているものを重大事故等時における設計条件にて使用するため設計基準対象施設としてドライウエル 1 個、サブプレッションチェンバ 1 個、サブプレッションチェンバサポート 32 個を重大事故等対処設備として使用する。

2.2 機器搬出入口

名		称	機器搬入口
最高使用圧力	内 圧	MPa	0.014
	外 圧	MPa	0.427 (0.853)
最高使用温度		℃	171 (200)
個 数		—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 機器搬入口は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の点検、補修作業における機器の搬出入に使用するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に、原子炉格納施設のうち原子炉格納容器（機器搬出入口）として使用する機器搬入口は、以下の機能を有する。 機器搬入口は、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 内圧 機器搬入口は内開きのため、原子炉格納容器の外圧が機器搬入口の内面に作用する。設計基準対象施設として使用する機器搬入口の最高使用圧力（内圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（外圧）に合わせ 0.014MPa とする。 機器搬入口を重大事故等時において使用する場合の圧力（内圧）は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（外圧）に合わせ 0.014MPa とする。</p> <p>1.2 外圧 機器搬入口は内開きのため、原子炉格納容器の内圧が機器搬入口の外面に作用する。設計基準対象施設として使用する機器搬入口の最高使用圧力（外圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）に合わせ 0.427MPa とする。 機器搬入口を重大事故等時において使用する場合の圧力（外圧）は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ 0.853MPa とする。</p>			

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する機器搬入口の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ 171℃とする。

機器搬入口を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ 200℃とする。

3. 個数の設定根拠

機器搬入口は、設計基準対象施設として 2 個設置する。

機器搬入口は、設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名		称	逃がし安全弁搬出ハッチ
最高使用圧力	内 圧	MPa	0.014
	外 圧	MPa	0.427 (0.853)
最 高 使 用 温 度		℃	171 (200)
個 数		—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>逃がし安全弁搬出ハッチは、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の点検、補修作業における機器の搬出入に使用するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に、原子炉格納施設のうち原子炉格納容器（機器搬出入口）として使用する逃がし安全弁搬出ハッチは、以下の機能を有する。</p> <p>逃がし安全弁搬出ハッチは、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 内圧 <p>逃がし安全弁搬出ハッチは内開きのため、原子炉格納容器の外圧が逃がし安全弁搬出ハッチの内面に作用する。設計基準対象施設として使用する逃がし安全弁搬出ハッチの最高使用圧力（内圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（外圧）に合わせ 0.014MPa とする。</p> <p>逃がし安全弁搬出ハッチを重大事故等時において使用する場合の圧力（内圧）は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（外圧）に合わせ 0.014MPa とする。</p> <p>1.2 外圧 <p>逃がし安全弁搬出ハッチは内開きのため、原子炉格納容器の内圧が逃がし安全弁搬出ハッチの外面に作用する。設計基準対象施設として使用する逃がし安全弁搬出ハッチの最高使用圧力（外圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）に合わせ 0.427MPa とする。</p> <p>逃がし安全弁搬出ハッチを重大事故等時において使用する場合の圧力（外圧）は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ 0.853MPa とする。</p> </p></p>			

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する逃がし安全弁搬出ハッチの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ 171℃とする。

逃がし安全弁搬出ハッチを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ 200℃とする。

3. 個数の設定根拠

逃がし安全弁搬出ハッチは、設計基準対象施設として 1 個設置する。

逃がし安全弁搬出ハッチは、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名		称	制御棒駆動機構搬出ハッチ
最高使用圧力	内 圧	MPa	0.427 (0.853)
	外 圧	MPa	0.014
最 高 使 用 温 度		℃	171 (200)
個 数		—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 制御棒駆動機構搬出ハッチは、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の点検、補修作業における機器の搬出入に使用するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に、原子炉格納施設のうち原子炉格納容器（機器搬出入口）として使用する制御棒駆動機構搬出ハッチは、以下の機能を有する。 制御棒駆動機構搬出ハッチは、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 内圧 設計基準対象施設として使用する制御棒駆動機構搬出ハッチの最高使用圧力（内圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）に合わせ0.427MPaとする。 制御棒駆動機構搬出ハッチを重大事故等時において使用する場合の圧力（内圧）は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ0.853MPaとする。</p> <p>1.2 外圧 設計基準対象施設として使用する制御棒駆動機構搬出ハッチの最高使用圧力（外圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（外圧）に合わせ0.014MPaとする。 制御棒駆動機構搬出ハッチを重大事故等時において使用する場合の圧力（外圧）は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（外圧）に合わせ0.014MPaとする。</p>			

【設定根拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する制御棒駆動機構搬出ハッチの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ 171℃とする。

制御棒駆動機構搬出ハッチを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ200℃とする。

3. 個数の設定根拠

制御棒駆動機構搬出ハッチは、設計基準対象施設として1個設置する。

制御棒駆動機構搬出ハッチは、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名		称	サブプレッションチェンバアクセスハッチ
最高使用圧力	内 圧	MPa	0.427 (0.853)
	外 圧	MPa	0.014
最 高 使 用 温 度		℃	104 (200)
個 数		—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 サブプレッションチェンバアクセスハッチは、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の点検、補修作業における機器の搬出入に使用するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に、原子炉格納施設のうち原子炉格納容器（機器搬出入口）として使用するサブプレッションチェンバアクセスハッチは、以下の機能を有する。 サブプレッションチェンバアクセスハッチは、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 内圧 設計基準対象施設として使用するサブプレッションチェンバアクセスハッチの最高使用圧力（内圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）に合わせ0.427MPaとする。 サブプレッションチェンバアクセスハッチを重大事故等時において使用する場合の圧力（内圧）は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ0.853MPaとする。</p> <p>1.2 外圧 設計基準対象施設として使用するサブプレッションチェンバアクセスハッチの最高使用圧力（外圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（外圧）に合わせ0.014MPaとする。 サブプレッションチェンバアクセスハッチを重大事故等時において使用する場合の圧力（外圧）は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（外圧）に合わせ0.014MPaとする。</p>			

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するサブプレッションチェンバアクセスハッチの最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度に合わせ 104℃とする。

サブプレッションチェンバアクセスハッチを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度に合わせ 200℃とする。

3. 個数の設定根拠

サブプレッションチェンバアクセスハッチは、設計基準対象施設として 2 個設置する。

サブプレッションチェンバアクセスハッチは、設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

2.3 エアロック

名		称	所員用エアロック
最高使用圧力	内 圧	MPa	0.427 (0.853)
	外 圧	MPa	0.014
最高使用温度		℃	171 (200)
個 数		—	1
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>所員用エアロックは、設計基準対象施設として原子炉格納容器内機器の点検、補修作業の際に使用するとともに緊急時の出入りを容易にするために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に、原子炉格納施設のうち原子炉格納容器（エアロック）として使用する所員用エアロックは、以下の機能を有する。</p> <p>所員用エアロックは、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 内圧</p> <p>設計基準対象施設として使用する所員用エアロックの最高使用圧力（内圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）に合わせ 0.427MPa とする。</p> <p>所員用エアロックを重大事故等時において使用する場合の圧力（内圧）は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ 0.853MPa とする。</p> <p>1.2 外圧</p> <p>設計基準対象施設として使用する所員用エアロックの最高使用圧力（外圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（外圧）に合わせ 0.014MPa とする。</p> <p>所員用エアロックを重大事故等時において使用する場合の圧力（外圧）は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（外圧）に合わせ 0.014MPa とする。</p>			

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する所員用エアロックの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ 171℃とする。

所員用エアロックを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ 200℃とする。

3. 個数の設定根拠

所員用エアロックは、設計基準対象施設として 1 個設置する。

所員用エアロックは、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

2.4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部

貫 通 部 番 号	X-10A, X-10B, X-10C, X-10D					
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427 (0.853)				8.62
最 高 使 用 温 度	℃	171 (200)			302	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	セーフ エンド パイプ	ベローズ	フルード ヘッド	プロセス管
個 数	—	4				

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-10A, X-10B, X-10C, X-10D) は、設計基準対象施設として主蒸気をタービンへ導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 X-10A, X-10B, X-10C, X-10D のスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズ、フルードヘッドの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズ、フルードヘッドの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズ、フルードヘッドの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

1.2 X-10A, X-10B, X-10C, X-10D のプロセス管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するプロセス管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ 8.62MPa とする。

重大事故等時に使用するプロセス管の圧力は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同設計条件とし、8.62MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 X-10A, X-10B, X-10C, X-10D のスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズの最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

【設定根拠】（続き）

重大事故等時に使用するスリーブ，セーフエンドパイプ，ベローズの温度は，重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ 200℃とする。

2.2 X-10A, X-10B, X-10C, X-10D のフルードヘッド，プロセス管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するフルードヘッド，プロセス管の最高使用温度は，原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ 302℃とする。

重大事故等時に使用するフルードヘッド，プロセス管の温度は，設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため，設計基準対象施設と同設計条件とし，302℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-10A, X-10B, X-10C, X-10D のスリーブ，セーフエンドパイプ，フルードヘッドの外径

本スリーブ，セーフエンドパイプ，フルードヘッドを重大事故等時において使用する場合の外径は，設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため，設計基準対象施設と同仕様で設計し， mm とする。

3.2 X-10A, X-10B, X-10C, X-10D のベローズの外径

本ベローズを重大事故等時において使用する場合の外径は，設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため，設計基準対象施設と同仕様で設計し， mm とする。

3.3 X-10A, X-10B, X-10C, X-10D のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は，設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため，設計基準対象施設と同仕様で設計し， mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-10A, X-10B, X-10C, X-10D）は，設計基準対象施設として各 1 個，合計 4 個設置する。

本貫通部（X-10A, X-10B, X-10C, X-10D）は，設計基準対象施設として 4 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

貫 通 部 番 号		X-12A, X-12B, X-33				
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427 (0.853)			8.62 (8.98)	
最 高 使 用 温 度	℃	171 (200)			302 (304)	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
構 成	—	スリーブ	セーフ エンド パイプ	ベローズ	フルード ヘッド	プロセス管
個 数	—	3				
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本貫通部 (X-12A, X-12B) は、設計基準対象施設として原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ給水するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系の流路として使用するために設置する。</p> <p>本貫通部 (X-33) は、設計基準対象施設として原子炉冷却材を A-残留熱除去ポンプ及び B-残留熱除去ポンプに導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系の流路として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 X-12A, X-12B, X-33 のスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズ、フルードヘッドの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズ、フルードヘッドの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。</p> <p>重大事故等時に使用するスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズ、フルードヘッドの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。</p> <p>1.2 X-12A, X-12B, X-33 のプロセス管の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するプロセス管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ 8.62MPa とする。</p> <p>重大事故等時に使用するプロセス管の圧力は、原子炉圧力容器の重大事故等時における使用圧力に合わせ 8.98MPa とする。</p>						

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 X-12A, X-12B, X-33 のスリーブ, セーフエンドパイプ, ベローズの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブ, セーフエンドパイプ, ベローズの最高使用温度は, 原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度に合わせ 171℃とする。

重大事故等時に使用するスリーブ, セーフエンドパイプ, ベローズの温度は, 重大事故等時における原子炉格納容器 (ドライウエル) の使用温度に合わせ 200℃とする。

2.2 X-12A, X-12B, X-33 のフルードヘッド, プロセス管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するフルードヘッド, プロセス管の最高使用温度は, 原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ 302℃とする。

重大事故等時に使用するフルードヘッド, プロセス管の温度は, 原子炉压力容器の重大事故等時における使用温度に合わせ 304℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-12A, X-12B, X-33 のスリーブ, セーフエンドパイプ, フルードヘッドの外径

本スリーブ, セーフエンドパイプ, フルードヘッドを重大事故等時において使用する場合の外径は, 設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し, mm とする。

3.2 X-12A, X-12B, X-33 のベローズの外径

本ベローズを重大事故等時において使用する場合の外径は, 設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し, mm とする。

3.3 X-12A, X-12B のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 接続する原子炉隔離時冷却系, 高圧原子炉代替注水系の流路の外径と同仕様で設計し, mm とする。

3.4 X-33 のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 接続する残留熱除去系の流路の外径と同仕様で設計し, mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-12A, X-12B, X-33) は, 設計基準対象施設として各 1 個, 合計 3 個設置する。

本貫通部 (X-12A, X-12B, X-33) は, 設計基準対象施設として 3 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

貫通部番号	X-31A, X-31B, X-31C, X-32A, X-32B, X-34, X-35, X-50								
最高使用圧力	MPa	0.427(0.853)				8.62	8.62 (8.98)	10.4	
最高使用温度	℃	171(200)			302	302 (304)	302	302 (304)	
外径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構成	—	スリーブ	セーフ エンド パイプ	ベローズ	フルード ヘッド	フルード ヘッド	プロセス 管	プロセス 管	プロセス 管
個数	—	8							
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-31A) は、設計基準対象施設として冷却水を A-残留熱除去ポンプにより原子炉圧力容器へ供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系、残留熱代替除去系、低圧原子炉代替注水系の流路として使用するために設置する。</p> <p>本貫通部 (X-31B) は、設計基準対象施設として冷却水を B-残留熱除去ポンプにより原子炉圧力容器へ供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系、低圧原子炉代替注水系の流路として使用するために設置する。</p> <p>本貫通部 (X-31C) は、設計基準対象施設として冷却水を C-残留熱除去ポンプにより原子炉圧力容器へ供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系の流路として使用するために設置する。</p>									

【設 定 根 拠】(続き)

本貫通部 (X-32A, X-32B) は、設計基準対象施設として冷却水を残留熱除去ポンプにより原子炉圧力容器へ供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系の流路として使用するために設置する。

本貫通部 (X-34) は、設計基準対象施設として冷却水を低圧炉心スプレィポンプにより原子炉圧力容器内にスプレィするために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに低圧炉心スプレィ系の流路として使用するために設置する。

本貫通部 (X-35) は、設計基準対象施設として冷却水を高圧炉心スプレィポンプにより原子炉圧力容器内にスプレィするために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに高圧炉心スプレィ系の流路として使用するために設置する。

本貫通部 (X-50) は、設計基準対象施設として原子炉冷却材を原子炉浄化循環ポンプにより浄化装置に導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 X-31A, X-31B, X-31C, X-32A, X-32B, X-34, X-35, X-50 のスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズ、フルードヘッドの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズ、フルードヘッドの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズ、フルードヘッドの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

【設 定 根 拠】 (続き)

1.2 X-31A, X-31B, X-31C, X-34, X-35 のプロセス管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するプロセス管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ 8.62MPa とする。

重大事故等時に使用するプロセス管の圧力は、原子炉圧力容器の重大事故等時における使用圧力に合わせ 8.98MPa とする。

1.3 X-32A, X-32B のプロセス管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するプロセス管の最高使用圧力は、原子炉再循環系配管の最高使用圧力に合わせ 10.4MPa とする。

重大事故等時に使用するプロセス管の圧力は、原子炉再循環系配管の重大事故等時における使用圧力に合わせ 10.4MPa とする。

1.4 X-50 のプロセス管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するプロセス管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ 8.62MPa とする。

重大事故等時に使用するプロセス管の圧力は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同設計条件とし、8.62MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 X-31A, X-31B, X-31C, X-32A, X-32B, X-34, X-35, X-50 のスリーブ, セーフエンドパイプ, ベローズの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブ, セーフエンドパイプ, ベローズの最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブ, セーフエンドパイプ, ベローズの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (ドライウエル) の使用温度に合わせ 200℃ とする。

2.2 X-31A, X-31B, X-31C, X-32A, X-32B, X-34, X-35 のフルードヘッド, プロセス管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するフルードヘッド, プロセス管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ 302℃ とする。

重大事故等時に使用するフルードヘッド, プロセス管の温度は、原子炉圧力容器の重大事故等時における使用温度に合わせ 304℃ とする。

2.3 X-50 のフルードヘッド, プロセス管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するフルードヘッド, プロセス管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ 302℃ とする。

【設 定 根 拠】(続き)

重大事故等時に使用するフルードヘッド、プロセス管の温度は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同設計条件とし、302℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-31A, X-31B, X-31C, X-32A, X-32B, X-34, X-35, X-50 のスリーブ、セーフエンドパイプ、フルードヘッドの外径

本スリーブ、セーフエンドパイプ、フルードヘッドを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、mmとする。

3.2 X-31A, X-31B, X-31C, X-32A, X-32B, X-34, X-35, X-50 のベローズの外径

本ベローズを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、mmとする。

3.3 X-31A のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する残留熱除去系、残留熱代替除去系、低圧原子炉代替注水系の流路の外径と同仕様で設計し、mmとする。

3.4 X-31B のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する残留熱除去系、低圧原子炉代替注水系の流路の外径と同仕様で設計し、mmとする。

3.5 X-31C, X-32A, X-32B のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続するに残留熱除去系の流路の外径と同仕様で設計し、mmとする。

3.6 X-34 のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続するに低圧炉心スプレイ系の流路の外径と同仕様で設計し、mmとする。

3.7 X-35 のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続するに高圧炉心スプレイ系の流路の外径と同仕様で設計し、mmとする。

3.8 X-50 のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、mmとする。

【設 定 根 拠】(続き)

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-31A, X-31B, X-31C, X-32A, X-32B, X-34, X-35, X-50) は, 設計基準対象施設として各 1 個, 合計 8 個設置する。

本貫通部 (X-31A, X-31B, X-31C, X-32A, X-32B, X-34, X-35, X-50) は, 設計基準対象施設として 8 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

貫 通 部 番 号		X-38, X-39						
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427(0.853)					8.62	8.62 (8.98)
最 高 使 用 温 度	℃	171(200)			302	302 (304)	302	302 (304)
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリー ブ	セーフ エンド パイプ	ベロー ズ	フルード ヘッド	フルード ヘッド	プロ セス 管	プロセス 管
個 数	—	2						
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本貫通部 (X-38) は、設計基準対象施設として原子炉压力容器で発生した蒸気を原子炉隔離時冷却系のタービンに導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系の流路として使用するために設置する。</p> <p>本貫通部 (X-39) は、設計基準対象施設として冷却水を A-残留熱除去ポンプにより原子炉压力容器内にスプレーするために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 X-38, X-39 のスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズ、フルードヘッドの最高使用圧力 設計基準対象施設として使用するスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズ、フルードヘッドの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。</p> <p>重大事故等時に使用するスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズ、フルードヘッドの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。</p> <p>1.2 X-38 のプロセス管の最高使用圧力 設計基準対象施設として使用するプロセス管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ 8.62MPa とする。</p>								

【設 定 根 拠】(続き)

重大事故等時に使用するプロセス管の圧力は、原子炉圧力容器の重大事故等時における使用圧力に合わせ 8.98MPa とする。

1.3 X-39 のプロセス管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するプロセス管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ 8.62MPa とする。

重大事故等時に使用するプロセス管の圧力は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同設計条件とし、8.62MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 X-38, X-39 のスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ 200℃ とする。

2.2 X-38 のフルードヘッド、プロセス管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するフルードヘッド、プロセス管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ 302℃ とする。

重大事故等時に使用するフルードヘッド、プロセス管の温度は、原子炉圧力容器の重大事故等時における使用温度に合わせ 304℃ とする。

2.3 X-39 のフルードヘッド、プロセス管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するフルードヘッド、プロセス管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ 302℃ とする。

重大事故等時に使用するフルードヘッド、プロセス管の温度は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同設計条件とし、302℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-38, X-39 のスリーブ、セーフエンドパイプ、フルードヘッドの外径

本スリーブ、セーフエンドパイプ、フルードヘッドを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

【設 定 根 拠】(続き)

3.2 X-38, X-39 のベローズの外径

本ベローズを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、mmとする。

3.3 X-38 のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系の流路の外径と同仕様で設計し、mmとする。

3.4 X-39 のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、mmとする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-38, X-39) は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 2 個設置する。

本貫通部 (X-38, X-39) は、設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

貫 通 部 番 号	X-11					
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427 (0.853)				8.62
最 高 使 用 温 度	℃	171 (200)			302	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	セーフ エンド パイプ	ベローズ	フルード ヘッド	プロセス管
個 数	—	1				

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-11) は、設計基準対象施設として主蒸気のドレン水を復水器へ導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 X-11 のスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズ、フルードヘッドの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズ、フルードヘッドの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズ、フルードヘッドの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

1.2 X-11 のプロセス管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するプロセス管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ 8.62MPa とする。

重大事故等時に使用するプロセス管の圧力は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同設計条件とし、8.62MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 X-11 のスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズの最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (ドライウエル) の使用温度に合わせ 200℃ とする。

【設 定 根 拠】 (続き)

2.2 X-11 のフルードヘッド, プロセス管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するフルードヘッド, プロセス管の最高使用温度は, 原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ 302℃とする。

重大事故等時に使用するフルードヘッド, プロセス管の温度は, 設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため, 設計基準対象施設と同設計条件とし, 302℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-11 のスリーブ, セーフエンドパイプ, フルードヘッドの外径

本スリーブ, セーフエンドパイプ, フルードヘッドを重大事故等時において使用する場合の外径は, 設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し, mm とする。

3.2 X-11 のベローズの外径

本ベローズを重大事故等時において使用する場合の外径は, 設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し, mm とする。

3.3 X-11 のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し, mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-11) は, 設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-11) は, 設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

貫 通 部 番 号	X-244A, X-244B, X-244C, X-244D, X-244E, X-244F, X-244G, X-244H	
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427 (0.853)
最 高 使 用 温 度	℃	104 (200)
外 径	mm	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ
個 数	—	8

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-244A, X-244B, X-244C, X-244D, X-244E, X-244F, X-244G, X-244H) は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時にドライウエルに放出される蒸気をドライウエルからサブプレッションチェンバのプール水中に導き、ここで蒸気を凝縮させるために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) の最高使用温度に合わせ 104℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) の使用温度に合わせ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

- 3.1 X-244A, X-244B, X-244C, X-244D, X-244E, X-244F, X-244G, X-244H のスリーブの外径
本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、mm とする。

【設 定 根 拠】(続き)

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-244A, X-244B, X-244C, X-244D, X-244E, X-244F, X-244G, X-244H) は, 設計基準対象施設として各 1 個, 合計 8 個設置する。

本貫通部 (X-244A, X-244B, X-244C, X-244D, X-244E, X-244F, X-244G, X-244H) は, 設計基準対象施設として 8 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

貫 通 部 番 号	X-91	
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427 (0.853)
最 高 使 用 温 度	℃	171 (200)
外 径	mm	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ 平板
個 数	—	1

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-91) は、設計基準対象施設として運転中は原子炉格納容器バウンダリを確保するため閉止しており、将来の設備増加あるいは設置変更等により原子炉格納容器貫通部の追加に備えて設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ、平板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、平板の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ、平板の最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、平板の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (ドライウエル) の使用温度に合わせ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-91 のスリーブ、平板の外径

本スリーブ、平板を重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-91) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-91) は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

貫 通 部 番 号	X-80, X-81, X-201, X-202, X-203, X-208, X-210, X-240, X-241		
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427 (0.853)	
最 高 使 用 温 度	℃	171 (200)	104 (200)
外 径	mm	□	
構 成	—	スリーブ	スリーブ
個 数	—	9	

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-80) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器 (ドライウエル) 内の雰囲気ガスを換気するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-81) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器 (ドライウエル) 内の雰囲気ガスを換気するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに格納容器フィルタベント系の流路として使用するために設置する。

本貫通部 (X-201) は、設計基準対象施設としてサプレッションチェンバのプール水を A-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系の流路として使用するために設置する。

本貫通部 (X-202) は、設計基準対象施設としてサプレッションチェンバのプール水を B-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系、残留熱代替除去系の流路として使用するために設置する。

【設 定 根 拠】（続き）

本貫通部（X-203）は、設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバのプール水をC-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系、高圧原子炉代替注水系の流路として使用するために設置する。

本貫通部（X-208）は、設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバのプール水を低圧炉心スプレイポンプに供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分に低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに低圧炉心スプレイ系の流路として使用するために設置する。

本貫通部（X-210）は、設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバのプール水を高圧炉心スプレイポンプに供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分に低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに高圧炉心スプレイ系の流路として使用するために設置する。

本貫通部（X-240）は、設計基準対象施設として原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）内の雰囲気ガスを換気するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部（X-241）は、設計基準対象施設として原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）内の雰囲気ガスを換気するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに格納容器フィルタベント系の流路として使用するために設置する。

【設 定 根 拠】(続き)

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ 0.853MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 X-80, X-81 のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ 200℃ とする。

2.2 X-201, X-202, X-203, X-208, X-210, X-240, X-241 のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度に合わせ 104℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度に合わせ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-80, X-240 のスリーブの外径

本スリーブ管を重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、mm とする。

3.2 X-81, X-241 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する格納容器フィルタベント系の流路の外径と同仕様で設計し、mm とする。

3.3 X-201 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する残留熱除去系の流路の外径と同仕様で設計し、mm とする。

3.4 X-202 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する残留熱除去系、残留熱代替除去系の流路の外径と同仕様で設計し、mm とする。

【設定根拠】(続き)

3.5 X-203のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する残留熱除去系、高圧原子炉代替注水系の流路の外径と同仕様で設計し、mmとする。

3.6 X-208のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する低圧炉心スプレイ系の流路の外径と同仕様で設計し、mmとする。

3.7 X-210のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する高圧炉心スプレイ系の流路の外径と同仕様で設計し、mmとする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-80, X-81, X-201, X-202, X-203, X-208, X-210, X-240, X-241) は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 9 個設置する。

本貫通部 (X-80, X-81, X-201, X-202, X-203, X-208, X-210, X-240, X-241) は、設計基準対象施設として 9 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

貫 通 部 番 号	X-90A, X-90B, X-92	
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427 (0.853)
最 高 使 用 温 度	℃	171 (200)
外 径	mm	□
構 成	—	スリーブ 平板
個 数	—	3

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-90A, X-90B, X-92) は、設計基準対象施設として運転中は原子炉格納容器バウンダリを確保するため閉止しており、将来の設備増加あるいは設置変更等により原子炉格納容器貫通部の追加に備えて設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ、平板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、平板の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ、平板の最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、平板の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (ドライウエル) の使用温度に合わせ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-90A, X-90B, X-92 のスリーブ、平板の外径

本スリーブ、平板を重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、□ mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-90A, X-90B, X-92) は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 3 個設置する。

本貫通部 (X-90A, X-90B, X-92) は、設計基準対象施設として 3 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

貫 通 部 番 号	X-250, X-251, X-253, X-254, X-255, X-256	
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427(0.853)
最 高 使 用 温 度	℃	104(200)
外 径	mm	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ 平板
個 数	—	6

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-250, X-251, X-253, X-254, X-255, X-256) は、設計基準対象施設として運転中は原子炉格納容器バウンダリを確保するため閉止しており、将来の設備増加あるいは設置変更等により原子炉格納容器貫通部の追加に備えて設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ、平板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、平板の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ、平板の最高使用温度は、原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) の最高使用温度に合わせ 104℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、平板の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) の使用温度に合わせ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-250, X-251, X-253, X-254, X-255, X-256 のスリーブ、平板の外径


本スリーブ、平板を重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、mm とする。

【設 定 根 拠】(続き)

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-250, X-251, X-253, X-254, X-255, X-256) は, 設計基準対象施設として各 1 個, 合計 6 個設置する。

本貫通部 (X-250, X-251, X-253, X-254, X-255, X-256) は, 設計基準対象施設として 6 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

貫 通 部 番 号	X-30A, X-30B	
最 高 使 用 圧 力	MPa	3.92
最 高 使 用 温 度	℃	171(200)
外 径	mm	
構 成	—	スリーブ
個 数	—	2

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-30A) は、設計基準対象施設として冷却水を原子炉格納容器内にスプレーするために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系、格納容器代替スプレー系、ペDESTAL代替注水系、原子炉格納容器スプレー設備 (残留熱除去系 (格納容器冷却モード)) の流路として使用するために設置する。

本貫通部 (X-30B) は、設計基準対象施設として冷却水を原子炉格納容器内にスプレーするために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系、格納容器代替スプレー系、残留熱代替除去系、原子炉格納容器スプレー設備 (残留熱除去系 (格納容器冷却モード)) の流路として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、残留熱除去系配管の最高使用圧力に合わせ 3.92MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブの圧力は、残留熱除去系配管の重大事故等時における使用圧力に合わせ 3.92MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (ドライウエル) の使用温度に合わせ 200℃ とする。

【設 定 根 拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

3.1 X-30A のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する残留熱除去系、格納容器代替スプレイ系、ペDESTAL代替注水系、原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（格納容器冷却モード））の流路の外径と同仕様で設計し、mmとする。

3.2 X-30B のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する残留熱除去系、格納容器代替スプレイ系、残留熱代替除去系、原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（格納容器冷却モード））の流路の外径と同仕様で設計し、mmとする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-30A, X-30B）は、設計基準対象施設として各1個、合計2個設置する。

本貫通部（X-30A, X-30B）は、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

貫 通 部 番 号	X-61, X-62, X-106, X-110, X-111			
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.37	0.427(0.853)	
最 高 使 用 温 度	℃	171(200)		
外 径	mm	□		
構 成	—	スリーブ	スリーブ	平板
個 数	—	5		

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-61, X-62) は、設計基準対象施設として冷却水を原子炉格納容器内の冷却が必要な機器に供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-106, X-110, X-111) は、設計基準対象施設として運転中は原子炉格納容器バウンダリを確保するため閉止しており、将来の設備増加あるいは設置変更等により原子炉格納容器貫通部の追加に備えて設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 X-61, X-62 のスリーブの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉補機冷却系配管の最高使用圧力に合わせ 1.37MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブの圧力は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。

1.2 X-106, X-110, X-111 のスリーブ、平板の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブ、平板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、平板の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 X-61, X-62 のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ 171℃とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ 200℃とする。

2.2 X-106, X-110, X-111 のスリーブ，平板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブ，平板の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ 171℃とする。

重大事故等時に使用するスリーブ，平板の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ 200℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-61, X-62 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 X-106, X-110, X-111 のスリーブ，平板の外径

本スリーブ，平板を重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-61, X-62, X-106, X-110, X-111）は、設計基準対象施設として各 1 個，合計 5 個設置する。

本貫通部（X-61, X-62, X-106, X-110, X-111）は、設計基準対象施設として 5 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

貫 通 部 番 号	X-204, X-205, X-209, X-213		
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427 (0.853)	0.98
最 高 使 用 温 度	℃	104 (200)	184 (200)
外 径	mm	□	
構 成	—	スリーブ	スリーブ
個 数	—	4	

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-204, X-205) は、設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系にて冷却してサブプレッションチェンバに戻すために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系、原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード)) の流路として使用するために設置する。

本貫通部 (X-209) は、設計基準対象施設として運転中は原子炉格納容器バウンダリを確保するため閉止しており、低圧炉心スプレイ系の試験運転時にサブプレッションチェンバのプール水をサブプレッションチェンバに戻すために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-213) は、設計基準対象施設として原子炉圧力容器で発生した蒸気を原子炉隔離時冷却系のタービンからサブプレッションチェンバへ排気するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系の流路として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 X-204, X-205, X-209 のスリーブの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

【設 定 根 拠】（続き）

1.2 X-213 のスリーブの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉隔離時冷却系配管の最高使用圧力に合わせ 0.98MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブの圧力は、原子炉隔離時冷却系配管の重大事故等時における使用圧力に合わせ 0.98MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 X-204, X-205, X-209 のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度に合わせ 104℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度に合わせ 200℃ とする。

2.2 X-213 のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉隔離時冷却系蒸気駆動タービンからサブプレッションチェンバまでの配管の最高使用温度に合わせ 184℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度に合わせ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-204, X-205 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する残留熱除去系、原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））の流路の外径と同仕様で設計し、mm とする。

3.2 X-209 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、mm とする。

3.3 X-213 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系の流路の外径と同仕様で設計し、mm とする。

【設 定 根 拠】(続き)

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-204, X-205, X-209, X-213) は, 設計基準対象施設として各 1 個, 合計 4 個設置する。

本貫通部 (X-204, X-205, X-209, X-213) は, 設計基準対象施設として 4 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

貫 通 部 番 号	X-233, X-505A, X-505B, X-505C, X-505D		
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427(0.853)	
最 高 使 用 温 度	℃	104(200)	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	平板
個 数	—	5	

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-233) は、設計基準対象施設として安全弁 RV213-1 及び安全弁 RV213-3 の開動作によって発生した原子炉冷却材をサブプレッションチェンバへ排水するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-505A, X-505B, X-505C, X-505D) は、建設工事時の雨水ドレンを排水するために設置し、建設工事完了後において、設計基準対象施設として原子炉格納容器バウンダリを確保するため閉止している。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 X-233 のスリーブの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

1.2 X-505A, X-505B, X-505C, X-505D のスリーブ、平板の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブ、平板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、平板の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

【設 定 根 拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 X-233 のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度に合わせ 104℃とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度に合わせ 200℃とする。

2.2 X-505A, X-505B, X-505C, X-505D のスリーブ，平板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブ，平板の最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度に合わせ 104℃とする。

重大事故等時に使用するスリーブ，平板の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度に合わせ 200℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-233, X-505A, X-505B, X-505C, X-505D のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、mm とする。

3.2 X-505A, X-505B, X-505C, X-505D の平板の外径

本平板を重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-233, X-505A, X-505B, X-505C, X-505D）は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 5 個設置する。

本貫通部（X-233, X-505A, X-505B, X-505C, X-505D）は、設計基準対象施設として 5 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

貫 通 部 番 号	X-98, X-99, X-107, X-214, X-242A, X-242B				
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.37	0.427(0.853)		
最 高 使 用 温 度	℃	171(200)			104(200)
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	スリーブ	フランジ	平板
個 数	—	6			

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-98) は、設計基準対象施設として冷却水を空調換気設備冷却水循環ポンプにより空調機へ供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-99) は、設計基準対象施設として冷却水を空調換気設備冷却水循環ポンプにより空調機から放出するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-107) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の点検、補修作業における機器の搬出入に使用するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-214) は、設計基準対象施設としてサプレッションチェンバのプール水を原子炉隔離時冷却ポンプに導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに原子炉隔離時冷却系の流路として使用するために設置する。

【設 定 根 拠】(続き)

本貫通部 (X-242A, X-242B) は、設計基準対象施設として可燃性ガス濃度制御系で可燃性ガスを再結合させた際に生じる水蒸気をサブプレッションチェンバへ導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 X-98, X-99 のスリーブの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉補機冷却系配管の最高使用圧力に合わせ 1.37MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブの圧力は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。

1.2 X-107, X-214, X-242A, X-242B のスリーブの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

1.3 X-107 のフランジ、平板の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するフランジ、平板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するフランジ、平板の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 X-98, X-99, X-107 のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (ドライウエル) の使用温度に合わせ 200℃ とする。

【設 定 根 拠】 (続き)

2.2 X-107 のフランジ，平板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するフランジ，平板の最高使用温度は，原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ 171℃とする。

重大事故等時に使用するフランジ，平板の温度は，重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ 200℃とする。

2.3 X-214, X-242A, X-242B のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は，原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度に合わせ 104℃とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は，重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度に合わせ 200℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-98, X-99, X-107, X-242A, X-242B のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は，設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため，設計基準対象施設と同仕様で設計し， mm とする。

3.2 X-214 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は，接続する原子炉隔離時冷却系の流路の外径と同仕様で設計し， mm とする。

3.3 X-107 のフランジ，平板の外径

本フランジ，平板を重大事故等時において使用する場合の外径は，設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため，設計基準対象施設と同仕様で設計し， mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-98, X-99, X-107, X-214, X-242A, X-242B）は，設計基準対象施設として各 1 個，合計 6 個設置する。

本貫通部（X-98, X-99, X-107, X-214, X-242A, X-242B）は，設計基準対象施設として 6 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

貫 通 部 番 号	X-82A, X-82B, X-200A, X-200B, X-212A			
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427(0.853)	3.92	8.62
最 高 使 用 温 度	℃	171(200)	104(200)	302
外 径	mm			
構 成	—	スリーブ	スリーブ	スリーブ
個 数	—	5		

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-82A, X-82B) は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に原子炉格納容器内で発生する可燃性ガスを可燃性ガス濃度制御系へ導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-200A, X-200B) は、設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバのプール水をサブプレッションチェンバ内にスプレーするために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系、原子炉格納容器スプレー設備 (残留熱除去系 (格納容器冷却モード)) の流路として使用するために設置する。

本貫通部 (X-212A) は、設計基準対象施設として閉止した内側及び外側の主蒸気隔離弁間のドレンをサブプレッションチェンバに導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 X-82A, X-82B のスリーブの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

【設 定 根 拠】 (続き)

1.2 X-200A, X-200B のスリーブの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、残留熱除去系配管の最高使用圧力に合わせ 3.92MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブの圧力は、残留熱除去系配管の重大事故等時における使用圧力に合わせ 3.92MPa とする。

1.3 X-212A のスリーブの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ 8.62MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブの圧力は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同設計条件とし、8.62MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 X-82A, X-82B のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ 200℃ とする。

2.2 X-200A, X-200B のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度に合わせ 104℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度に合わせ 200℃ とする。

2.3 X-212A のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ 302℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同設計条件とし、302℃ とする。

【設 定 根 拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

3.1 X-82A, X-82B, X-212A のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、mm とする。

3.2 X-200A, X-200B のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する残留熱除去系、原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（格納容器冷却モード））の流路の外径と同仕様で設計し、mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-82A, X-82B, X-200A, X-200B, X-212A）は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 5 個設置する。

本貫通部（X-82A, X-82B, X-200A, X-200B, X-212A）は、設計基準対象施設として 5 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

貫 通 部 番 号	X-215	
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427 (0.853)
最 高 使 用 温 度	℃	104 (200)
外 径	mm	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ
個 数	—	1

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-215) は、設計基準対象施設として原子炉隔離時冷却系の真空ポンプの排気をサブプレッションチェンバに導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) の最高使用温度に合わせ 104℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) の使用温度に合わせ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-215 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-215) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-215) は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

貫 通 部 番 号		X-69
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.86
最 高 使 用 温 度	℃	171(200)
外 径	mm	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ
個 数	—	1

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-69) は、設計基準対象施設として圧縮空気を原子炉格納施設内の圧縮空気が必要となる設備へ供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、計装用圧縮空気系及び所内用圧縮空気系配管の最高使用圧力に合わせ 0.86MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブの圧力は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.86MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-69 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-69) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-69) は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

貫 通 部 番 号	X-60, X-67, X-68A, X-68B, X-68C				
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427(0.853)	1.37	0.86	1.77
最 高 使 用 温 度	℃	171(200)			
外 径	mm	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
構 成	—	スリーブ	フルード ヘッド	プロセス 管	プロセス 管
個 数	—	5			

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-60) は、設計基準対象施設として補給水を原子炉格納容器内へ供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びにペDESTAL代替注水系の流路として使用するために設置する。

本貫通部 (X-67) は、設計基準対象施設として圧縮空気を原子炉格納施設内の圧縮空気が必要となる設備へ供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-68A, X-68B) は、設計基準対象施設として窒素を逃がし安全弁窒素ガス供給系より逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータへ供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-68C) は、設計基準対象施設として窒素を逃がし安全弁窒素ガス供給系より逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータへ供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに逃がし安全弁窒素ガス供給系の流路として使用するために設置する。

【設 定 根 拠】（続き）

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 X-60, X-67, X-68A, X-68B, X-68C のスリーブ, フルードヘッドの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブ, フルードヘッドの最高使用圧力は, 原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブ, フルードヘッドの圧力は, 重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

1.2 X-60 のプロセス管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するプロセス管の最高使用圧力は, 補給水系配管の最高使用圧力を上回る 1.37MPa とする。

重大事故等時に使用するプロセス管の圧力は, ペDESTAL代替注水系配管の重大事故等時における使用圧力に合わせ 1.37MPa とする。

1.3 X-67 のプロセス管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するプロセス管の最高使用圧力は, 計装用圧縮空気系及び所内用圧縮空気系配管の最高使用圧力に合わせ 0.86MPa とする。

重大事故等時に使用するプロセス管の圧力は, 設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため, 設計基準対象施設と同設計条件とし, 0.86MPa とする。

1.4 X-68A, X-68B, X-68C のプロセス管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するプロセス管の最高使用圧力は, 逃がし安全弁窒素ガス供給系配管の最高使用圧力に合わせ 1.77MPa とする。

重大事故等時に使用するプロセス管の圧力は, 逃がし安全弁窒素ガス供給系配管の重大事故等時における使用圧力に合わせ 1.77MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ, フルードヘッド, プロセス管の最高使用温度は, 原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブ, フルードヘッド, プロセス管の温度は, 重大事故等時における原子炉格納容器 (ドライウエル) の使用温度に合わせ 200℃ とする。

【設 定 根 拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

3.1 X-60, X-67, X-68A, X-68B, X-68C のスリーブ, フルードヘッドの外径

本スリーブ, フルードヘッドを重大事故等時において使用する場合の外径は, 設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し, mm とする。

3.2 X-60 のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 接続するペDESTAL代替注水系の流路の外径と同仕様で設計し, mm とする。

3.3 X-67 のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し, mm とする。

3.4 X-68A, X-68B, X-68C のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 接続する逃がし安全弁窒素ガス供給系の流路の外径と同仕様で設計し, mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-60, X-67, X-68A, X-68B, X-68C) は, 設計基準対象施設として各 1 個, 合計 5 個設置する。

本貫通部 (X-60, X-67, X-68A, X-68B, X-68C) は, 設計基準対象施設として 5 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

貫 通 部 番 号	X-22, X-83, X-84						
最高使用圧力	MPa	0.427 (0.853)			8.62 (8.98)	0.98	1.37
最高使用温度	℃	171 (200)		302 (304)		171 (200)	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリー ブ	フルード ヘッド	フルード ヘッド	プロセス管	プロセス管	プロセス管
個 数	—	3					

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-22) は、設計基準対象施設としてほう酸水をほう酸水注入ポンプにより原子炉圧力容器へ供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びにほう酸水注入系の流路として使用するために設置する。

本貫通部 (X-83) は、設計基準対象施設として原子炉格納施設内のドライウェル床ドレンをドライウェル床ドレンサンプより床ドレンタンクに導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-84) は、設計基準対象施設として原子炉格納施設内のドライウェル機器ドレンをドライウェル機器ドレンサンプより機器ドレンタンクに導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 X-22, X-83, X-84 のスリーブ、フルードヘッドの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブ、フルードヘッドの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、フルードヘッドの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

【設 定 根 拠】（続き）

1.2 X-22 のプロセス管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するプロセス管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ 8.62MPa とする。

重大事故等時に使用するプロセス管の圧力は、原子炉圧力容器の重大事故等時における使用圧力に合わせ、8.98MPa とする。

1.3 X-83 のプロセス管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するプロセス管の最高使用圧力は、ドレン移送系配管の最高使用圧力に合わせ 0.98MPa とする。

重大事故等時に使用するプロセス管の圧力は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPa とする。

1.4 X-84 のプロセス管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するプロセス管の最高使用圧力は、ドレン移送系配管の最高使用圧力に合わせ 1.37MPa とする。

重大事故等時に使用するプロセス管の圧力は、ドレン移送系配管の重大事故等時における使用圧力に合わせ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 X-22, X-83, X-84 のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ 200℃ とする。

2.2 X-83, X-84 のフルードヘッド、プロセス管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するフルードヘッド、プロセス管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するフルードヘッド、プロセス管の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ 200℃ とする。

【設 定 根 拠】(続き)

2.3 X-22 のフルードヘッド、プロセス管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するフルードヘッド、プロセス管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ 302℃とする。

重大事故等時に使用するフルードヘッド、プロセス管の温度は、原子炉圧力容器の重大事故等時における使用温度に合わせ、304℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-22, X-83, X-84 のスリーブ、フルードヘッドの外径

本スリーブ、フルードヘッドを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、mmとする。

3.2 X-22 のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続するほう酸水注入系の流路の外径と同仕様で設計し、mmとする。

3.3 X-83, X-84 のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、mmとする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-22, X-83, X-84) は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 3 個設置する。

本貫通部 (X-22, X-83, X-84) は、設計基準対象施設として 3 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

貫 通 部 番 号	X-13A, X-13B			
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427 (0.853)		8.62
最 高 使 用 温 度	℃	171 (200)	302	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	フルードヘッド	プロセス管
個 数	—	2		

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-13A, X-13B) は、設計基準対象施設としてパージ水を原子炉再循環ポンプのシールキャビティへ供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 X-13A, X-13B のスリーブ、フルードヘッドの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブ、フルードヘッドの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、フルードヘッドの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

1.2 X-13A, X-13B のプロセス管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するプロセス管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ 8.62MPa とする。

重大事故等時に使用するプロセス管の圧力は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同設計条件とし、8.62MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 X-13A, X-13B のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (ドライウエル) の使用温度に合わせ 200℃ とする。

【設 定 根 拠】(続き)

2.2 X-13A, X-13B のフルードヘッド, プロセス管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するフルードヘッド, プロセス管の最高使用温度は, 原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ 302℃とする。

重大事故等時に使用するフルードヘッド, プロセス管の温度は, 設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため, 設計基準対象施設と同設計条件とし, 302℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-13A, X-13B のスリーブ, フルードヘッドの外径

本スリーブ, フルードヘッドを重大事故等時において使用する場合の外径は, 設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し, mm とする。

3.2 X-13A, X-13B のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し, mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-13A, X-13B) は, 設計基準対象施設として各 1 個, 合計 2 個設置する。

本貫通部 (X-13A, X-13B) は, 設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

貫 通 部 番 号	X-14, X-130, X-131, X-132, X-133, X-134, X-135, X-136, X-137, X-138A, X-138B, X-140, X-141A, X-141B, X-145A, X-145B, X-145C, X-145D, X-145E, X-145F, X-146B, X-146D, X-164A, X-164B, X-170, X-180, X-181, X-182, X-183		
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427 (0.853)	
最 高 使 用 温 度	℃	171 (200)	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	平板
個 数	—	29	

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-14) は、設計基準対象施設として原子炉冷却材の試料をサンプリング設備に送るために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-130, X-131, X-132, X-133) は、設計基準対象施設として主に主蒸気系の流量を計測するため及び機器の差圧並びに圧力を計測するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-134, X-135, X-136, X-137) は、設計基準対象施設として主に原子炉再循環ポンプ付近の差圧及び圧力を計測するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-138A, X-138B) は、設計基準対象施設として、主に残留熱除去系の差圧を計測するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

【設 定 根 拠】（続き）

本貫通部（X-140）は、設計基準対象施設として高圧炉心スプレイ系の差圧を計測するため、原子炉格納容器の全体漏えい率試験を行うため及び原子炉格納容器内に設置してある計装設備に圧縮空気を供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部（X-141A, X-141B）は、設計基準対象施設として原子炉隔離時冷却系の差圧及び圧力を計測するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部（X-145A, X-145B, X-145C, X-145D, X-145E, X-145F）は、設計基準対象施設としてジェットポンプ付近の差圧及び原子炉圧力容器内の炉心の差圧を計測するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部（X-146B, X-146D）は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内のドライウェル圧力を計測するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部（X-164A）は、設計基準対象施設として原子炉格納容器雰囲気ガスの試料をサンプリング設備に送るために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに窒素ガス代替注入系の流路として使用するために設置する。

【設 定 根 拠】（続き）

本貫通部（X-164B）は、設計基準対象施設として原子炉格納容器雰囲気ガスの試料をサンプリング設備に送るために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、原子炉格納容器雰囲気ガスの試料をサンプリング設備に送るために設置する。また、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部（X-170）は、設計基準対象施設として原子炉格納容器雰囲気ガスの試料をサンプリング設備に送るために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部（X-180）は、設計基準対象施設として運転中は原子炉格納容器バウンダリを確保するため閉止しており、将来の設備増加あるいは設置変更等により原子炉格納容器貫通部の追加に備えて設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部（X-181）は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内（ドライウエル）の水位を計測するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部（X-182）は、設計基準対象施設として原子炉格納容器雰囲気ガスの試料をサンプリング設備に送るために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

【設 定 根 拠】（続き）

本貫通部（X-183）は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

重大事故等対処設備としては、原子炉格納容器雰囲気ガスの試料をサンプリング設備に送るために設置する。また、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ、平板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、平板の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ 0.853MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ、平板の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、平板の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-14, X-130, X-131, X-132, X-133, X-134, X-135, X-136, X-137, X-138A, X-138B, X-140, X-141A, X-141B, X-145A, X-145B, X-145C, X-145D, X-145E, X-145F, X-146B, X-146D, X-164A, X-164B, X-170, X-180, X-181, X-182, X-183 のスリーブ、平板の外径

本スリーブ、平板を重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-14, X-130, X-131, X-132, X-133, X-134, X-135, X-136, X-137, X-138A, X-138B, X-140, X-141A, X-141B, X-145A, X-145B, X-145C, X-145D, X-145E, X-145F, X-146B, X-146D, X-164A, X-164B, X-170, X-180, X-181, X-182, X-183）は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 29 個設置する。

本貫通部（X-14, X-130, X-131, X-132, X-133, X-134, X-135, X-136, X-137, X-138A, X-138B, X-140, X-141A, X-141B, X-145A, X-145B, X-145C, X-145D, X-145E, X-145F, X-146B, X-146D, X-164A, X-164B, X-170, X-180, X-181, X-182, X-183）は、設計基準対象施設として 29 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

貫 通 部 番 号	X-162A, X-162B		
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427(0.853)	
最 高 使 用 温 度	℃	171(200)	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	平板
個 数	—	2	

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-162A, X-162B) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の放射線量率を計測する検出器を収納するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ、平板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、平板の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ、平板の最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、平板の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (ドライウエル) の使用温度に合わせ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-162A, X-162B のスリーブ、平板の外径

本スリーブ、平板を重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-162A, X-162B) は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 2 個設置する。

本貫通部 (X-162A, X-162B) は、設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

貫 通 部 番 号	X-36, X-142A, X-142B, X-142C, X-142D, X-143A, X-143B, X-143C, X-143D, X-144A, X-144B, X-144C, X-144D, X-146A, X-146C, X-147, X-160, X-165, X-212B					
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427 (0.853)				
最 高 使 用 温 度	℃	171 (200)			104 (200)	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
構 成	—	スリーブ	平板	スリーブ	平板	
個 数	—	19				
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本貫通部 (X-36) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器雰囲気ガスの試料をサンプリング設備に送るために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>本貫通部 (X-142A, X-142B, X-142C, X-142D, X-143A, X-143B, X-143C, X-143D, X-144A, X-144B, X-144C, X-144D, X-147) は、設計基準対象施設として原子炉圧力容器内の水位及び圧力を計測するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分に低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>本貫通部 (X-146A, X-146C) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内のドライウェル圧力を計測するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>本貫通部 (X-212B) は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p>						

【設 定 根 拠】(続き)

重大事故等対処設備としては、原子炉格納容器雰囲気ガスの試料をサンプリング設備に送るために設置する。また、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-160, X-165) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器雰囲気ガスの試料をサンプリング設備に送るために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ、平板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、平板の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 X-36, X-142A, X-142B, X-142C, X-142D, X-143A, X-143B, X-143C, X-143D, X-144A, X-144B, X-144C, X-144D, X-146A, X-146C, X-147, X-160, X-165 のスリーブ、平板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブ、平板の最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、平板の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (ドライウエル) の使用温度に合わせ 200℃ とする。

2.2 X-212B のスリーブ、平板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブ、平板の最高使用温度は、原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) の最高使用温度に合わせ 104℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、平板の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) の使用温度に合わせ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-36, X-142A, X-142B, X-142C, X-142D, X-143A, X-143B, X-143C, X-143D, X-144A, X-144B, X-144C, X-144D, X-146A, X-146C, X-147, X-160, X-165, X-212B のスリーブ、平板の外径

本スリーブ、平板を重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

【設定根拠】(続き)

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-36, X-142A, X-142B, X-142C, X-142D, X-143A, X-143B, X-143C, X-143D, X-144A, X-144B, X-144C, X-144D, X-146A, X-146C, X-147, X-160, X-165, X-212B) は, 設計基準対象施設として各 1 個, 合計 19 個設置する。

本貫通部 (X-36, X-142A, X-142B, X-142C, X-142D, X-143A, X-143B, X-143C, X-143D, X-144A, X-144B, X-144C, X-144D, X-146A, X-146C, X-147, X-160, X-165, X-212B) は, 設計基準対象施設として 19 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

貫 通 部 番 号		X-20A, X-20B, X-20C, X-20D
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427 (0.853)
最 高 使 用 温 度	℃	171 (200)
外 径	mm	□
構 成	—	スリーブ
個 数	—	154

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-20A, X-20B, X-20C, X-20D) は、設計基準対象施設として制御棒駆動水を制御棒駆動機構へ供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに制御棒駆動水圧系の流路として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウェル) の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (ドライウェル) の使用温度に合わせ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-20A, X-20B, X-20C, X-20D のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する制御棒駆動水圧系の流路の外径と同仕様で設計し、□mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-20A, X-20B, X-20C, X-20D) は、設計基準対象施設として X-20A は 35 個、X-20B は 42 個、X-20C は 42 個、X-20D は 35 個、合計 154 個設置する。

本貫通部 (X-20A, X-20B, X-20C, X-20D) は、設計基準対象施設として 154 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

貫 通 部 番 号	X-23A, X-23B, X-23C, X-23D, X-23E		
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427 (0.853)	
最 高 使 用 温 度	℃	171 (200)	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	フランジ
個 数	—	5	

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-23A, X-23B, X-23C, X-23D, X-23E) は、設計基準対象施設として移動式炉心内計装装置により出力領域モニタの校正を行うために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ、フランジの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、フランジの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ、フランジの最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、フランジの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (ドライウエル) の使用温度に合わせ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-23A, X-23B, X-23C, X-23D, X-23E のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、mm とする。

3.2 X-23A, X-23B, X-23C, X-23D, X-23E のフランジの外径

本フランジを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、mm とする。

【設 定 根 拠】(続き)

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-23A, X-23B, X-23C, X-23D, X-23E) は, 設計基準対象施設として各 1 個, 合計 5 個設置する。

本貫通部 (X-23A, X-23B, X-23C, X-23D, X-23E) は, 設計基準対象施設として 5 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

貫 通 部 番 号	X-21A, X-21B, X-21C, X-21D, X-320A, X-320B, X-321A, X-321B, X-322A, X-322B, X-322C, X-322D, X-322E, X-322F, X-332A, X-332B, X-340, X-350, X-351		
最高使用圧力	MPa	0.427(0.853)	
最高使用温度	℃	171(200)	104(200)
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	スリーブ
個 数	—	204	

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-21A, X-21B, X-21C, X-21D) は、設計基準対象施設として制御棒駆動水をスクラム排水容器へ導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに制御棒駆動水圧系の流路として使用するために設置する。

本貫通部 (X-320A) は、設計基準対象施設として窒素ガスを真空破壊弁に供給し、遠隔で性能検査や検査を行う系統を構成するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分に低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに窒素ガス代替注入系の流路として使用するために設置する。

本貫通部 (X-320B) は、設計基準対象施設として窒素ガスを真空破壊弁に供給し、遠隔で性能検査や検査を行う系統を構成するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分に低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-321A, X-321B) は、設計基準対象施設としてサプレッションチェンバ内の圧力を計測するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

【設 定 根 拠】(続き)

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-322A, X-322B, X-322C, X-322D, X-322E, X-322F) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内のサプレッションチェンバのプール水位を計測するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分に低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-332A, X-340) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器雰囲気ガスの試料をサンプリング設備に送るために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-332B) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器雰囲気ガスの試料をサンプリング設備に送るために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、原子炉格納容器雰囲気ガスの試料をサンプリング設備に送るために設置する。また、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-350, X-351) は、設計基準対象施設として運転中は原子炉格納容器バウンダリを確保するため閉止しており、将来の設備増加あるいは設置変更等により原子炉格納容器貫通部の追加に備えて設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

【設 定 根 拠】(続き)

重大事故等時に使用するスリーブの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力(内圧)に合わせ0.853MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 X-21A, X-21B, X-21C, X-21D のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器(ドライウエル)の最高使用温度に合わせ171℃とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器(ドライウエル)の使用温度に合わせ200℃とする。

2.2 X-320A, X-320B, X-321A, X-321B, X-322A, X-322B, X-322C, X-322D, X-322E, X-322F, X-332A, X-332B, X-340, X-350, X-351 のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器(サブプレッションチェンバ)の最高使用温度に合わせ104℃とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器(サブプレッションチェンバ)の使用温度に合わせ200℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-21A, X-21B, X-21C, X-21D のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する制御棒駆動水圧系の流路の外径と同仕様で設計し、mmとする。

3.2 X-320A, X-320B, X-321A, X-321B, X-322A, X-322B, X-322C, X-322D, X-322E, X-322F, X-332A, X-332B, X-340, X-350, X-351 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、mmとする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部(X-21A, X-21B, X-21C, X-21D, X-320A, X-320B, X-321A, X-321B, X-322A, X-322B, X-322C, X-322D, X-322E, X-322F, X-332A, X-332B, X-340, X-350, X-351)は、設計基準対象施設としてX-21Aは35個、X-21Bは42個、X-21Cは42個、X-21Dは35個、X-320Aは6個、X-320Bは6個、X-321Aは1個、X-321Bは1個、X-322A, X-322B, X-322C, X-322D, X-322E, X-322Fは各1個、X-332Aは6個、X-332Bは6個、X-340は6個、X-350は6個、X-351は6個、合計204個設置する。

本貫通部(X-21A, X-21B, X-21C, X-21D, X-320A, X-320B, X-321A, X-321B, X-322A, X-322B, X-322C, X-322D, X-322E, X-322F, X-332A, X-332B, X-340, X-350, X-351)は、設計基準対象施設として204個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

貫 通 部 番 号	X-100A, X-100B, X-100C, X-100D				
最高使用圧力	MPa	0.427(0.853)			
最高使用温度	℃	171(200)			
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	—
構 成	—	スリーブ	アダプタ	ヘッダ	パイプ (ハウジング)
個 数	—	4			

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-100A, X-100B, X-100C, X-100D) は、設計基準対象施設として電力を原子炉再循環ポンプに供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ、アダプタ、ヘッダ、パイプ(ハウジング)の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力(内圧)に合わせ0.427MPaとする。

重大事故等時に使用するスリーブ、アダプタ、ヘッダ、パイプ(ハウジング)の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力(内圧)に合わせ0.853MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ、アダプタ、ヘッダ、パイプ(ハウジング)の最高使用温度は、原子炉格納容器(ドライウエル)の最高使用温度に合わせ171℃とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器(ドライウエル)の使用温度に合わせ200℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-100A, X-100B, X-100C, X-100D のスリーブ、アダプタ、ヘッダの外径







本スリーブ、アダプタ、ヘッダを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、mmとする。

【設定根拠】(続き)

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-100A, X-100B, X-100C, X-100D) は, 設計基準対象施設として各 1 個, 合計 4 個設置する。

本貫通部 (X-100A, X-100B, X-100C, X-100D) は, 設計基準対象施設として 4 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

貫通部番号		X-101A, X-101B, X-101C, X-101D, X-102A, X-102B, X-102C, X-102D, X-102E, X-103A, X-103B, X-103C, X-104A, X-104B, X-104C, X-104D, X-105A, X-105B, X-105C, X-105D, X-300A, X-300B								
最高使用圧力	MPa	0.427(0.853)								
最高使用温度	℃	171(200)					104(200)			
外径	mm				—	—				—
構成	—	スリーブ	アダプタ	ヘッダ	モジュール(ボディ)	モジュール(ボディ/プラグ)	スリーブ	アダプタ	ヘッダ	モジュール(ボディ)
個数	—	22								
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-101A, X-101B, X-101C, X-101D, X-102A, X-102B, X-102C, X-102D, X-102E, X-103A, X-103B, X-103C, X-104A, X-104B, X-104C, X-104D) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内に設置している機器に動力を供給するため及び制御信号並びに計測機器からの信号を伝達するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>本貫通部 (X-105A, X-105B, X-105C, X-105D) は、設計基準対象施設として原子炉圧力容器内に配置した中性子測定モニタからのデータを記録計へ伝達するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p>										

【設 定 根 拠】 (続き)

本貫通部 (X-300A, X-300B) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内に設置している機器の制御信号及び計測機器からの信号を伝達するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ、アダプタ、ヘッド、モジュール(ボディ)、モジュール(ボディ/プラグ)の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、アダプタ、ヘッド、モジュール(ボディ)、モジュール(ボディ/プラグ)の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 X-101A, X-101B, X-101C, X-101D, X-102A, X-102B, X-102C, X-102D, X-102E, X-103A, X-103B, X-103C, X-104A, X-104B, X-104C, X-104D, X-105A, X-105B, X-105C, X-105D のスリーブ、アダプタ、ヘッド、モジュール(ボディ)、モジュール(ボディ/プラグ)の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブ、アダプタ、ヘッド、モジュール(ボディ)、モジュール(ボディ/プラグ)の最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、アダプタ、ヘッド、モジュール(ボディ)、モジュール(ボディ/プラグ)の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (ドライウエル) の使用温度に合わせ 200℃ とする。

2.2 X-300A, X-300B のスリーブ、アダプタ、ヘッド、モジュール(ボディ)の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブ、アダプタ、ヘッド、モジュール(ボディ)の最高使用温度は、原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) の最高使用温度に合わせ 104℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、アダプタ、ヘッド、モジュール(ボディ)の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) の使用温度に合わせ 200℃ とする。

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

- 3.1 X-101A, X-101B, X-101C, X-101D, X-102A, X-102B, X-102C, X-102D, X-102E, X-103A, X-103B, X-103C, X-104A, X-104B, X-104C, X-104D, X-105A, X-105B, X-105C, X-105D, X-300A, X-300B のスリーブ, アダプタの外径

本スリーブ, アダプタの外径スリーブ, アダプタを重大事故等時において使用する場合の外径は, 設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し, mm とする。

- 3.2 X-101A, X-101B, X-101C, X-101D, X-102A, X-102B, X-102C, X-102D, X-102E, X-103A, X-103B, X-103C, X-104A, X-104B, X-104C, X-104D, X-105A, X-105B, X-105C, X-105D, X-300A, X-300B のヘッダの外径

本ヘッダを重大事故等時において使用する場合の外径は, 設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し, mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-101A, X-101B, X-101C, X-101D, X-102A, X-102B, X-102C, X-102D, X-102E, X-103A, X-103B, X-103C, X-104A, X-104B, X-104C, X-104D, X-105A, X-105B, X-105C, X-105D, X-300A, X-300B) は, 設計基準対象施設として各 1 個, 合計 22 個設置する。

本貫通部 (X-101A, X-101B, X-101C, X-101D, X-102A, X-102B, X-102C, X-102D, X-102E, X-103A, X-103B, X-103C, X-104A, X-104B, X-104C, X-104D, X-105A, X-105B, X-105C, X-105D, X-300A, X-300B) は, 設計基準対象施設として 22 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

3. 原子炉建屋

3.1 原子炉建屋原子炉棟

名	称	原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）
個	数	— 1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）は、設計基準対象施設として放射性物質の拡散に対する障壁（二次格納施設）を形成し、放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（非常用ガス処理系）として使用する原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）は、以下の機能を有する。 原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）は、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまるために設置する。 系統構成は、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に漏えいした放射性物質を、非常用ガス処理系にて排気することにより中央制御室の運転員の被ばくを低減するため、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）を流路として使用できる設計とする。 重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（原子炉建物水素濃度抑制設備）として使用する原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）は、以下の機能を有する。 原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）は、炉心の著しい損傷が生じた場合において原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合に、水素爆発による当該原子炉建物等の損傷を防止するために設置する。 系統構成は、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に水素が漏えいした場合において、水素爆発を防止するために設置する静的触媒式水素処理装置へ水素を導くため、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）を流路として使用できる設計とする。 		

【設 定 根 拠】（続き）

1. 個数の設定根拠

原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）は，設計基準対象施設として放射性物質の拡散に対する障壁を形成し，放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために1個設置する。

原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）は，設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

（参 考）

・原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の設計気密度について

原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）は放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するため，63Pa の負圧環境下における原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の空間容積に対する空気漏えい率を100%/dとする。

この空間容積に対する空気漏えい率は島根2号機原子力発電所建設当時における既設プラントの実績に基づく値を採用している。

3.2 機器搬出入口

名	称	原子炉建物機器搬出入口
個	数	—
		1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>原子炉建物機器搬出入口は、設計基準対象施設として原子炉建物内における点検、補修作業等の際に機器、資材等を搬出入するために設置する。また、放射性物質の拡散に対する障壁（二次格納施設）を形成し、放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（非常用ガス処理系）として使用する原子炉建物機器搬出入口は、以下の機能を有する。</p> <p>原子炉建物機器搬出入口は、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまるために設置する。</p> <p>系統構成は、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に漏えいした放射性物質を、非常用ガス処理系にて排気することにより中央制御室の運転員の被ばくを低減するため、流路として使用する原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の一部として原子炉建物機器搬出入口を使用できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（原子炉建物水素濃度抑制設備）として使用する原子炉建物機器搬出入口は、以下の機能を有する。</p> <p>原子炉建物機器搬出入口は、炉心の著しい損傷が生じた場合において原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合に、水素爆発による当該原子炉建物等の損傷を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に水素が漏えいした場合において、水素爆発を防止するために設置する静的触媒式水素処理装置へ水素を導くため、流路として使用する原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の一部として原子炉建物機器搬出入口を使用できる設計とする。</p> 		

【設 定 根 拠】（続き）

1. 個数の設定根拠

原子炉建物機器搬出入口は，設計基準対象施設として 1 個設置する。

原子炉建物機器搬出入口は，設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等
対処設備として使用する。

3.3 エアロック

名	称	原子炉建物エアロック
個	数	— 8
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 原子炉建物エアロックは、設計基準対象施設として原子炉建物内における点検、補修作業等の際に使用するために設置する。また、放射性物質の拡散に対する障壁（二次格納施設）を形成し、放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（非常用ガス処理系）として使用する原子炉建物エアロックは、以下の機能を有する。 原子炉建物エアロックは、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまるために設置する。 系統構成は、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に漏えいした放射性物質を、非常用ガス処理系にて排気することにより中央制御室の運転員の被ばくを低減するため、流路として使用する原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の一部として原子炉建物エアロックを使用できる設計とする。 重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（原子炉建物水素濃度抑制設備）として使用する原子炉建物エアロックは、以下の機能を有する。 原子炉建物エアロックは、炉心の著しい損傷が生じた場合において原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合に、水素爆発による当該原子炉建物等の損傷を防止するために設置する。 系統構成は、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に水素が漏えいした場合において、水素爆発を防止するために設置する静的触媒式水素処理装置へ水素を導くため、流路として使用する原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の一部として原子炉建物エアロックを使用できる設計とする。 		

【設 定 根 拠】（続き）

1. 個数の設定根拠

原子炉建物エアロックは，設計基準対象施設として 8 個設置する。

原子炉建物エアロックは，設計基準対象施設として 8 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

4. 圧力低減設備その他の安全設備

4.1 真空破壊装置

名	称	真空破壊装置
個	数	— 8
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 真空破壊装置は、設計基準対象施設としてドライウエル圧力がサプレッションチェンバ圧力より低下した場合に、圧力差により自動的に働き、サプレッションチェンバのプール水の逆流及びドライウエルの外圧による破損を防止するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備（真空破壊装置）として使用する真空破壊装置は、以下の機能を有する。 真空破壊装置は、発電用原子炉施設の安全性を確保する上で機器に作用する圧力の過度の上昇を適切に防止するために設置する。 システム構成は、想定される重大事故等時において、ドライウエル圧力がサプレッションチェンバ圧力より低下した場合に、圧力差により自動的に働き、サプレッションチェンバのプール水の逆流及びドライウエルの外圧による破損を防止できる設計とする。 <p>1. 個数の設定根拠 真空破壊装置は、設計基準対象施設としてドライウエル圧力がサプレッションチェンバ圧力より低下した場合に、ドライウエルとサプレッションチェンバの圧力を均一にしてドライウエルの外圧による破損を防止するために必要な個数である8個設置する。 真空破壊装置は、設計基準対象施設として8個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。 なお、真空破壊装置の必要個数については添付書類 VI-1-8-1「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」に示す。</p>		

4.2 ダウンカマ

名	称	ダウンカマ	
最高使用圧力	内圧	MPa	0.427 (0.853)
	外圧	MPa	0.014
最高使用温度	℃	171 (200)	
個数	—	64	

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

ダウンカマは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時にドライウエルに放出される蒸気をベント管、ベントヘッド及びダウンカマを通してドライウエルからサブプレッションチェンバのプール水中に導き、蒸気を凝縮させるために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備（ダウンカマ）として使用するダウンカマは、以下の機能を有する。

ダウンカマは、重大事故等対処設備として原子炉冷却材喪失時にドライウエルに放出される蒸気をベント管、ベントヘッド及びダウンカマを通してドライウエルからサブプレッションチェンバのプール水中に導き、蒸気を凝縮させるために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 内圧

設計基準対象施設として使用するダウンカマの最高使用圧力（内圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）に合わせ 0.427MPa とする。

ダウンカマを重大事故等時において使用する場合の圧力（内圧）は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ 0.853MPa とする。

1.2 外圧

設計基準対象施設として使用するダウンカマの最高使用圧力（外圧）は、添付書類 VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の「4.2.1 圧力及び温度に関する設計条件」に記載のとおり、ドライウエル内が負圧となる場合、ドライウエルとサブプレッションチェンバの差圧を 0.007MPa 以下に保つように真空破壊装置を設けており、ダウンカマの外面に受ける最高の圧力は 0.007MPa となるが、原子炉格納容器の最高使用圧力（外圧）に合わせ 0.014MPa とする。

【設 定 根 拠】（続き）

ダウンカマを重大事故等時において使用する場合の圧力（外圧）は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計し，0.014MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するダウンカマの最高使用温度は，原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ 171℃とする。

ダウンカマを重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ 200℃とする。

3. 個数の設定根拠

ダウンカマは，設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時にドライウエルに放出される蒸気をベント管，ベントヘッド及びダウンカマを通してドライウエルからサブプレッションチェンバのプール水中に導き，蒸気を凝縮させるために必要な個数である 64 個を設置する。

ダウンカマは，設計基準対象施設として64個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

4.3 ベント管

名	称	ベント管	
最高使用圧力	内圧	MPa	0.427 (0.853)
	外圧	MPa	0.014
最高使用温度	℃	171 (200)	
個数	—	8	

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

ベント管は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時にドライウエルに放出される蒸気をベント管、ベントヘッド及びダウンカマを通してドライウエルからサブプレッションチェンバのプール水中に導き、蒸気を凝縮させるために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備（ベント管）として使用するベント管は、以下の機能を有する。

ベント管は、重大事故等対処設備として原子炉冷却材喪失時にドライウエルに放出される蒸気をベント管、ベントヘッド及びダウンカマを通してドライウエルからサブプレッションチェンバのプール水中に導き、蒸気を凝縮させるために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 内圧

設計基準対象施設として使用するベント管の最高使用圧力（内圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）に合わせ 0.427MPa とする。

ベント管を重大事故等時において使用する場合の圧力（内圧）は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ 0.853MPa とする。

1.2 外圧

設計基準対象施設として使用するベント管の最高使用圧力（外圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（外圧）に合わせ 0.014MPa とする。

ベント管を重大事故等時において使用する場合の圧力（外圧）は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（外圧）に合わせ 0.014MPa とする。

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するベント管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ 171℃とする。

ベント管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ 200℃とする。

3. 個数の設定根拠

ベント管は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時にドライウエルに放出される蒸気をベント管、ベントヘッド及びダウンカマを通してドライウエルからサプレッションチェンバのプール水中に導き、蒸気を凝縮させるために必要な個数である8個設置する。

ベント管は、設計基準対象施設として8個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

なお、ベント管の必要個数については添付書類 VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に示す。

名		称	ベント管ベローズ
最高使用圧力	内 圧	MPa	0.427 (0.853)
	外 圧	MPa	0.014
最 高 使 用 温 度		℃	171 (200)
個 数		—	8
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 ベント管ベローズは、設計基準対象施設としてサプレッションチェンバとベント管の熱膨張による相対変位や地震相対変位を吸収するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備（ベント管ベローズ）として使用するベント管ベローズは、以下の機能を有する。 ベント管ベローズは、重大事故等時においてサプレッションチェンバとベント管の熱膨張による相対変位や地震相対変位を吸収するために設置する。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 内圧 設計基準対象施設として使用するベント管ベローズの最高使用圧力（内圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）に合わせ 0.427MPa とする。 ベント管ベローズを重大事故等時において使用する場合の圧力（内圧）は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ 0.853MPa とする。</p> <p>1.2 外圧 設計基準対象施設として使用するベント管ベローズの最高使用圧力（外圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（外圧）に合わせ 0.014MPa とする。 ベント管ベローズを重大事故等時において使用する場合の圧力（外圧）は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（外圧）に合わせ 0.014MPa とする。</p>			

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するベント管ベローズの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ 171℃とする。

ベント管ベローズを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ 200℃とする。

3. 個数の設定根拠

ベント管ベローズは、サプレッションチェンバとベント管の熱膨張による相対変位や地震相対変位を吸収するために必要な個数である8個設置する。

ベント管ベローズは、設計基準対象施設として8個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

4.4 ベントヘッダ

名	称		ベントヘッダ
最高使用圧力	内圧	MPa	0.427 (0.853)
	外圧	MPa	0.014
最高使用温度	℃		171 (200)
個数	—		1

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

ベントヘッダは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時にドライウエルに放出される蒸気をベント管、ベントヘッダ及びダウンカムを通してドライウエルからサプレッションチェンバのプール水中に導き、蒸気を凝縮させるために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備（ベントヘッダ）として使用するベントヘッダは、以下の機能を有する。

ベントヘッダは、重大事故等対処設備として原子炉冷却材喪失時にドライウエルに放出される蒸気をベント管、ベントヘッダ及びダウンカムを通してドライウエルからサプレッションチェンバのプール水中に導き、蒸気を凝縮させるために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 内圧

設計基準対象施設として使用するベントヘッダの最高使用圧力（内圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）に合わせ 0.427MPa とする。

ベントヘッダを重大事故等時において使用する場合の圧力（内圧）は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ 0.853MPa とする。

1.2 外圧

設計基準対象施設として使用するベントヘッダの最高使用圧力（外圧）は、添付書類 VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の「4.2.1 圧力及び温度に関する設計条件」に記載のとおり、ドライウエル内が負圧となる場合、ドライウエルとサプレッションチェンバの差圧を 0.007MPa 以下に保つように真空破壊装置を設けており、ベントヘッダの外面に受ける最高の圧力は 0.007MPa となるが、原子炉格納容器の最高使用圧力（外圧）に合わせ 0.014MPa とする。

【設 定 根 拠】（続き）

ベントヘッドを重大事故等時において使用する場合の圧力（外圧）は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計し，0.014MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するベントヘッドの最高使用温度は，原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ 171℃とする。

ベントヘッドを重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ 200℃とする。

3. 個数の設定根拠

ベントヘッドは，設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時にドライウエルに放出される蒸気をベント管，ベントヘッド及びダウンカマを通してドライウエルからサブプレッションチェンバのプール水中に導き，蒸気を凝縮させるために必要な個数である 1 個を設置する。

ベントヘッドは，設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

4.5 原子炉格納容器安全設備

4.5.1 原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（格納容器冷却モード））

名	称	A-ドライウエルスプレイ管
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	171 (200)
外	径	mm
		267.4/355.6
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、設計基準対象施設として、サプレッションチェンバのプール水をドライウエルにスプレイするために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、外部水源を大量送水車により原子炉格納容器にスプレイするため、低圧原子炉代替注水槽の水を低圧原子炉代替注水ポンプにより原子炉格納容器にスプレイするため、原子炉格納容器にスプレイし原子炉格納容器下部にスプレイ水を蓄水するため及びサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去ポンプにより原子炉格納容器にスプレイするために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1，D 2として下記に示す。</p> <p>原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（格納容器冷却モード））主配管の設計仕様を表4.5.1-1 原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（格納容器冷却モード））主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系主配管「A-格納容器代替スプレイライン合流部～A-ドライウエルスプレイ管」の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系主配管「A-格納容器代替スプレイライン合流部～A-ドライウエルスプレイ管」の使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 171°C (200°C)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ、171°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ、200°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時において使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm, 355.6mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	口径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	267.4	15.1	250	0.04419	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 2	355.6	19.0	350	0.07922	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

名 称		B-ドライウェルスプレイ管
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	171 (200)
外 径	mm	267.4/355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、設計基準対象施設として、サブプレッションチェンバのプール水をドライウェルスプレイするために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、外部水源を大量送水車により原子炉格納容器にスプレイするため、原子炉格納容器にスプレイし原子炉格納容器下部にスプレイ水を蓄水するため並びにサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去ポンプ及び残留熱代替除去ポンプにより原子炉格納容器にスプレイするために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1，D 2として下記に示す。</p> <p>原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（格納容器冷却モード））主配管の設計仕様を表4.5.1-1 原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（格納容器冷却モード））主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系主配管「B-格納容器代替スプレイライン合流部～B-ドライウェルスプレイ管」の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系主配管「B-格納容器代替スプレイライン合流部～B-ドライウェルスプレイ管」の使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 171°C (200°C)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ、171°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ、200°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時において使用する残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm, 355.6mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	口径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	267.4	15.1	250	0.04419	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 2	355.6	19.0	350	0.07922	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

名 称	サブプレッションチェンバスプレイ管	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	104 (200)
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、サブプレッションチェンバのプール水をサブプレッションチェンバにスプレイするために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 3として下記に示す。</p> <p>原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（格納容器冷却モード））主配管の設計仕様を表 4.5.1-1 原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（格納容器冷却モード））主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系主配管「A-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部～サブプレッションチェンバスプレイ管」及び「B-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部～サブプレッションチェンバスプレイ管」の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系主配管「A-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部～サブプレッションチェンバスプレイ管」及び「B-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部～サブプレッションチェンバスプレイ管」の使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 104℃ (200℃)

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度に合わせ、104℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度に合わせ、200℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	口径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	114.3	6.0	100A	0.00822	□*	□	□

注記* : サプレッションプール水冷却モードの設計流量

表 4.5.1-1 原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（格納容器冷却モード））
主配管の設計仕様表

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉格納容器スプレイ管	A-ドライウェルスプレイ管	3.92	P 1	171 (200*)	T 1	267.4	D 1
						355.6	D 2
						355.6 /355.6 /355.6	—
						355.6	—
						355.6 /267.4	—
	B-ドライウェルスプレイ管	3.92	P 1	171 (200*)	T 1	267.4	D 1
						355.6	D 2
						355.6 /355.6 /355.6	—
						355.6	—
						355.6 /267.4	—
	サプレッションチェンバス プレイ管	3.92	P 1	104 (200*)	T 2	114.3	D 3
						114.3 /114.3 /114.3	—
						114.3	—
						114.3	—

注記*：重大事故等時における使用時の値

4.5.2 格納容器代替スプレイ系

名 称	格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南） ～ A-格納容器代替スプレイライン合流部	
最高使用圧力	MPa	2.45/3.92
最高使用温度	℃	66/185
外 径	mm	114.3/76.3

【設 定 根 拠】

(概 要)

本配管は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）からA-格納容器代替スプレイライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉格納容器にスプレイするために設置する。

本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、P2、最高使用温度の設定根拠をT1、T2、外径の設定根拠をD1、D2として以下に示す。

格納容器代替スプレイ系主配管の設計仕様を表 4.5.2-1 格納容器代替スプレイ系主配管の設計仕様表に示す。

1. 最高使用圧力の設定根拠

P1 : 2.45MPa

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における大量送水車の最高使用圧力 MPa を上回る圧力とし、2.45MPa とする。

P2 : 3.92MPa

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系主配管「A-格納容器代替スプレイライン合流部」の使用圧力に合わせて、3.92MPa とする。

【設定根拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 66°C

本配管を重大事故等時において使用する場合は、大量送水車の使用温度 °C を上回る温度とし、66°C とする。

T 2 : 185°C

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系主配管「A-格納容器代替スプレイライン合流部」の使用温度に合わせ、185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、水源から供給される水は淡水又は海水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mm, 76.3mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	6.0	100	0.00822	<input type="text"/> *1	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 2	76.3	7.0	65	0.00305	<input type="text"/> *1	<input type="text"/> *2	<input type="text"/>

注記*1：重大事故等時における原子炉格納容器への必要スプレイ流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で m/s）を下回るため問題ない。

名	称	格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）～ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内） ライン合流部
最高使用圧力	MPa	2.45
最高使用温度	℃	66
外	径	mm
		114.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）から格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉格納容器にスプレイするために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として以下に示す。</p> <p>格納容器代替スプレイ系主配管の設計仕様を表 4.5.2-1 格納容器代替スプレイ系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p style="margin-left: 2em;"><u>P 1 : 2.45MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における大量送水車の最高使用圧力 <input type="text"/> MPa を上回る圧力とし、2.45MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p style="margin-left: 2em;"><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、大量送水車の使用温度 <input type="text"/> °C を上回る温度とし、66℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水又は海水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	6.0	100	0.00822	□*	□	□

注記*：重大事故等時における原子炉格納容器への必要スプレイ流量

名	称	格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内） ライン合流部 ～ 残留熱代替除去系スプレイライン合流部	
最高使用圧力	MPa	2.45/3.92	
最高使用温度	℃	66/185	
外	径	mm	114.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部から残留熱代替除去系スプレイライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉格納容器にスプレイするために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, P 2, 最高使用温度の設定根拠を T 1, T 2, 外径の設定根拠を D 1 として以下に示す。</p> <p>格納容器代替スプレイ系主配管の設計仕様を表 4.5.2-1 格納容器代替スプレイ系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 2.45MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における大量送水車の最高使用圧力 <input type="text" value="2.45"/> MPa を上回る圧力とし、2.45MPa とする。</p> <p><u>P 2 : 3.92MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系主配管「B-格納容器代替スプレイライン合流部」の使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p>			

【設定根拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 66°C

本配管を重大事故等時において使用する場合は、大量送水車の使用温度 °C を上回る温度とし、66°C とする。

T 2 : 185°C

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系主配管「B-格納容器代替スプレイライン合流部」の使用温度に合わせ、185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、水源から供給される水は淡水又は海水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	6.0	100	0.00822	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：重大事故等時における原子炉格納容器への必要スプレイ流量

名	称	残留熱代替除去系スプレイライン合流部 ～ B-格納容器代替スプレイライン合流部
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外	径	mm
		114.3/76.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、残留熱代替除去系スプレイライン合流部からB-格納容器代替スプレイライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉格納容器にスプレイするために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 1，D 2として以下に示す。</p> <p>格納容器代替スプレイ系主配管の設計仕様を表4.5.2-1 格納容器代替スプレイ系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 3.92MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系主配管「B-格納容器代替スプレイライン合流部」の使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 185℃</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系主配管「B-格納容器代替スプレイライン合流部」の使用温度に合わせ、185℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水又は海水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mm, 76.3mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	6.0	100	0.00822	□*1	□	□
D 2	76.3	7.0	65	0.00305	□*1	□*2	□

注記*1：重大事故等時における原子炉格納容器への必要スプレイ流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で □m/s）を下回るため問題ない。

名	称	格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内） ～ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	2.45	
最高使用温度	℃	66	
外	径	mm	114.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）から格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉格納容器にスプレイするために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として以下に示す。</p> <p>格納容器代替スプレイ系主配管の設計仕様を表 4.5.2-1 格納容器代替スプレイ系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 2.45MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における大量送水車の最高使用圧力 <input type="text"/> MPa を上回る圧力とし、2.45MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、大量送水車の使用温度 <input type="text"/> °C を上回る温度とし、66℃ とする。</p>			

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水又は海水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	6.0	100	0.00822	□*	□	□

注記*：重大事故等時における原子炉格納容器への必要スプレイ流量

表 4.5.2-1 格納容器代替スプレイ系主配管の設計仕様表（その 1）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
格納容器代替スプレイ系 （可搬型）接続口（南） ～ A-格納容器代替スプレイライン合流部	2.45*	P 1	66*	T 1	165.2	—
					/114.3	—
					114.3	D 1
	3.92*	P 2	185*	T 2	114.3	D 1
					114.3	—
					114.3	—
					/—	—
					/114.3	—
114.3	—					
76.3	D 2					
格納容器代替スプレイ系 （可搬型）接続口（西） ～ 格納容器代替スプレイ系 （可搬型）接続口（屋内） ライン合流部	2.45*	P 1	66*	T 1	165.2	—
					/114.3	—
					114.3	D 1
格納容器代替スプレイ系 （可搬型）接続口（屋内） ライン合流部 ～ 残留熱代替除去系スプレイ ライン合流部	2.45*	P 1	66*	T 1	114.3	—
					/114.3	—
					/114.3	—
	3.92*	P 2	185*	T 2	114.3	—
					/114.3	—
					/—	—
					114.3	D 1
114.3	—					

注記*：重大事故等時における使用時の値

表 4.5.2-1 格納容器代替スプレイ系主配管の設計仕様表（その2）

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
格納容器代替スプレイ系	残留熱代替除去系スプレイ ライン合流部 ～ B-格納容器代替スプレイラ イン合流部	3.92*	P 2	185*	T 2	114.3	—
						/114.3	
						/114.3	
						114.3	D 1
						114.3	—
	114.3	—					
	76.3	D 2					
	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 接続口 (屋内) ～ 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 接続口 (屋内) ライン合流部	2.45*	P 1	66*	T 1	165.2	—
						/114.3	D 1
114.3						—	

注記*：重大事故等時における使用時の値

4.5.3 ペDESTAL代替注水系

名	称	ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南） ～ ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
最高使用圧力	MPa	2.45 / 1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）からペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉格納容器下部に注水するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1， P 2， 最高使用温度の設定根拠をT 1， 外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>ペDESTAL代替注水系主配管の設計仕様を表 4.5.3-1 ペDESTAL代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 2.45MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における大量送水車の最高使用圧力 <input type="text" value="2.45"/> MPa を上回る圧力とし、2.45MPa とする。</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）を上回る圧力とし、1.37MPa とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 66°C

本配管を重大事故等時において使用する場合は、大量送水車の使用温度 °Cを上回る温度とし、66°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、水源から供給される水は淡水又は海水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	6.0	100	0.00822	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：重大事故等時における原子炉格納容器下部への必要注水流量

名	称	ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部 ～ ペDESTAL代替注水系合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外	径	mm
		114.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部からペDESTAL代替注水系合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉格納容器下部に注水するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>ペDESTAL代替注水系主配管の設計仕様を表 4.5.3-1 ペDESTAL代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）を上回る圧力とし、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、大量送水車の使用温度 <input type="text"/>℃を上回る温度とし、66℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水又は海水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	6.0	100	0.00822	□*	□	□

注記*：重大事故等時における原子炉格納容器下部への必要注水流量

名 称	ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西） ～ ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	2.45
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）からペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉格納容器下部に注水するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>ペDESTAL代替注水系主配管の設計仕様を表 4.5.3-1 ペDESTAL代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 2.45MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における大量送水車の最高使用圧力 <input type="text"/> MPa を上回る圧力とし、2.45MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、大量送水車の使用温度 <input type="text"/>℃ を上回る温度とし、66℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水又は海水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	6.0	100	0.00822	□*	□	□

注記*：重大事故等時における原子炉格納容器下部への必要注水流量

名 称		ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部 ～ ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
最高使用圧力	MPa	2.45 / 1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部からペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉格納容器下部に注水するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1， P 2， 最高使用温度の設定根拠を T 1， 外径の設定根拠を D 1 として以下に示す。</p> <p>ペDESTAL代替注水系主配管の設計仕様を表 4.5.3-1 ペDESTAL代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 2.45MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における大量送水車の最高使用圧力 <input type="text"/> MPa を上回る圧力とし、2.45MPa とする。</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）を上回る圧力とし、1.37MPa とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 66°C

本配管を重大事故等時において使用する場合は、大量送水車の使用温度 °Cを上回る温度とし、66°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、水源から供給される水は淡水又は海水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	6.0	100	0.00822	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：重大事故等時における原子炉格納容器下部への必要注水流量

名 称	ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内） ～ ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	2.45
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）からペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉格納容器下部に注水するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として以下に示す。</p> <p>ペDESTAL代替注水系主配管の設計仕様を表 4.5.3-1 ペDESTAL代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 1 : 2.45MPa</u> 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における大量送水車の最高使用圧力 <input type="text"/> MPa を上回る圧力とし、2.45MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 66℃</u> 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、大量送水車の使用温度 <input type="text"/>℃ を上回る温度とし、66℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水又は海水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	6.0	100	0.00822	□*	□	□

注記*：重大事故等時における原子炉格納容器下部への必要注水流量

名 称	ペDESTAL代替注水系合流部 ～ 弁MV272-196	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	89.1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、ペDESTAL代替注水系合流部から弁MV272-196までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉格納容器下部に注水するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 2として以下に示す。</p> <p>ペDESTAL代替注水系主配管の設計仕様を表 4.5.3-1 ペDESTAL代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 2 : 1.37MPa</u> 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）を上回る圧力とし、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 66℃</u> 本配管を重大事故等時において使用する場合は、「ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部～ペDESTAL代替注水系合流部」の使用温度に合わせ、66℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水又は海水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、89.1mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	89.1	5.5	80	0.00479	□ ^{*1}	□ ^{*2}	□

注記*1：重大事故等時における原子炉格納容器下部への必要注水流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で □m/s）を下回るため問題ない。

名 称		弁MV272-196 ～ 弁 V272-3
最高使用圧力	MPa	0.93
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	89.1/114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、弁MV272-196から弁V272-3までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉格納容器下部に注水するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3，最高使用温度の設定根拠を T 2，外径の設定根拠を D 2，D 1 として以下に示す。</p> <p>ペDESTAL代替注水系主配管の設計仕様を表 4.5.3-1 ペDESTAL代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 0.93MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）を上回る圧力とし、0.93MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 200℃</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウェル）の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水又は海水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、89.1mm、114.3mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	89.1	5.5	80	0.00479	□*1	□*2	□
D 1	114.3	6.0	100	0.00822	□*1	□	□

注記*1：重大事故等時における原子炉格納容器下部への必要注水流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（ステンレス鋼で □ m/s）を下回るため問題ない。

名 称		弁 V272-3 ～ 原子炉格納容器下部
最高使用圧力	MPa	0.93
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	114.3/89.1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、弁 V272-3 から原子炉格納容器下部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉格納容器下部に注水するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3，最高使用温度の設定根拠を T 2，外径の設定根拠を D 1，D 2 として以下に示す。</p> <p>ペDESTAL代替注水系主配管の設計仕様を表 4.5.3-1 ペDESTAL代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 3 : 0.93MPa</u> 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）を上回る圧力とし、0.93MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 2 : 200℃</u> 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水又は海水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mm, 89.1mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	6.0	100	0.00822	□ ^{*1}	□	□
D 2	89.1	5.5	80	0.00479	□ ^{*1}	□ ^{*2}	□

注記*1：重大事故等時における原子炉格納容器下部への必要注水流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（ステンレス鋼で □ m/s）を下回るため問題ない。

表 4.5.3-1 ペデスタル代替注水系主配管の設計仕様表 (その 1)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
ペデスタル代替注水系	ペデスタル代替注水系 (可搬型) 接続口 (南)	2.45*	P 1	66*	T 1	165.2	—
	～					/114.3	—
	ペデスタル代替注水系 (可搬型) 接続口 (西) ライン					114.3	D 1
	合流部	1.37*	P 2			114.3	D 1
	ペデスタル代替注水系 (可搬型) 接続口 (西) ライン合流部	1.37*	P 2	66*	T 1	114.3	—
	～					/114.3	—
	ペデスタル代替注水系合流部					114.3	D 1
						114.3	—
						/114.3	—
						/—	—
						114.3	D 1
	ペデスタル代替注水系 (可搬型) 接続口 (西)	2.45*	P 1	66*	T 1	165.2	—
	～					/114.3	—
	ペデスタル代替注水系 (可搬型) 接続口 (屋内) ライン合流部					114.3	D 1
	ペデスタル代替注水系 (可搬型) 接続口 (屋内) ライン合流部	2.45*	P 1	66*	T 1	114.3	—
	～					/114.3	—
ペデスタル代替注水系 (可搬型) 接続口 (西) ライン合流部	114.3					D 1	
	114.3					—	
	114.3					D 1	
	1.37*	P 2			114.3	—	

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 4.5.3-1 ペデスタル代替注水系主配管の設計仕様表 (その 2)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
ペ デ ス タ ル 代 替 注 水 系	ペデスタル代替注水系 (可搬型) 接続口 (屋内)	2.45*	P 1	66*	T 1	165.2	—
	～					/114.3	
	ペデスタル代替注水系 (可搬型) 接続口 (屋内) ライン合流部					114.3	—
	ペデスタル代替注水系合流部	1.37*	P 2	66*	T 1	89.1	—
	～					/—	
	弁 MV272-196					89.1	—
						89.1	D 2
	弁 MV272-196	0.93*	P 3	200*	T 2	89.1	D 2
	～					89.1	—
	弁 V272-3					114.3	—
						/—	
						/89.1	
		114.3	D 1				
	弁 V272-3	0.93*	P 3	200*	T 2	114.3	D 1
	～					114.3	—
原子炉格納容器下部	/114.3					—	
	/—						
	114.3					—	
	114.3					—	
	/89.1	—					
	89.1	—					
	89.1	D 2					

注記* : 重大事故等時における使用時の値

4.5.4 残留熱代替除去系

名 称		残留熱代替除去ポンプ
容 量	m ³ /h/個	□以上(150)
揚 程	m	□以上(70)
最 高 使 用 圧 力	MPa	2.50
最 高 使 用 温 度	℃	185
原 動 機 出 力	kW/個	75
個 数	—	2

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（残留熱代替除去系）として使用する残留熱代替除去ポンプは、以下の機能を有する。

残留熱代替除去ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、残留熱代替除去ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

【設定根拠】(続き)

1. 容量の設定根拠

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備(残留熱代替除去系)として使用する残留熱代替除去ポンプの容量は、有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付資料十)のうち、格納容器破損モード(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において、有効性が確認されている容量が \square m³/h (原子炉圧力容器への注水流量が \square m³/h, 原子炉格納容器へのスプレイ流量が \square m³/h) のため、 \square m³/h/個以上とする。

- ① 原子炉圧力容器の注水流量 : \square m³/h
事故後 \square 時間後の崩壊熱に相当する必要注水量
- ② 原子炉格納容器のスプレイ流量 : \square m³/h
重大事故等時の原子炉格納容器スプレイ流量
- ③ ①と②の合計 : \square m³/h

上記から、残留熱代替除去ポンプの容量は、 \square m³/h/個以上とする。

公称値については、 \square 150m³/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備(残留熱代替除去系)として使用する残留熱代替除去ポンプの揚程は、有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付資料十)のうち、格納容器破損モード(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において、圧力損失が最大となる原子炉格納容器へスプレイする配管ルートにおける静水頭、機器及び配管・弁類圧力損失を基に設定する。

- ① 静水頭 : \square m
(サブプレッションチェンバ水位低 EL \square ~ 下部スプレイヘッド EL $\square = \square$)
- ② 配管・機器圧力損失 : \square m (既設配管圧損含む)
ただし、異物付着無しの状態におけるストレーナ圧損、異物付着による圧損上昇は、残留熱除去系ストレーナの既工事計画書添付書類の算定値と同じとする。
- ③ ①と②の合計 : \square m

上記から、残留熱代替除去ポンプの揚程は \square m を上回る \square m 以上とする。

公称値については、要求される揚程を上回る 70m とする。

【設定根拠】(続き)

3. 最高使用圧力の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する残留熱代替除去ポンプの使用圧力は、ポンプ吸込側最高使用圧力 1.37MPa、ポンプ締切運転時の揚程 MPa の合計である MPa を上回る 2.50MPa とする。

① ポンプ吸込側最高使用圧力 : 1.37MPa

(残留熱除去系の最高使用圧力)

② ポンプ締切揚程 : MPa

$$\text{} \times 1000 \times (9.80665 \times 10^{-6}) = \text{} \div \text{} \text{MPa}$$

(m : 残留熱代替除去ポンプ予想性能曲線図より)

③ ①と②の合計 : MPa

上記から、残留熱代替除去ポンプの最高使用圧力は③を上回る値とし、2.50MPa とする。

【設定根拠】(続き)

4. 最高使用温度の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する残留熱代替除去ポンプの温度は、主配管「残留熱代替除去ポンプ入口ライン分岐部～残留熱代替除去ポンプ」の最高使用温度に合わせ、185℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する残留熱代替除去ポンプの原動機出力は、下記の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

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

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

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

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

P : 軸動力(kW)

P_w : 水動力(kW)

ρ : 密度(kg/m³) = 1000

g : 重力加速度(m/s²) = 9.80665

Q : 容量(m³/s) = 150/3600

H : 揚程(m) = 70

η : ポンプ効率(%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{150}{3600}\right) \times 70}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記から、残留熱代替除去ポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、75kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

残留熱代替除去ポンプは、重大事故等対処設備として残留熱除去ポンプによる原子炉格納容器の循環冷却に移行できない場合の代替設備で、循環冷却を行うために必要な個数である2個(うち1個は予備)を設置する。

名	称	残留熱代替除去ポンプ入口ライン分岐部 ～ 残留熱代替除去ポンプ	
最高使用圧力	MPa	1.37	
最高使用温度	℃	185	
外	径	mm	216.3/267.4/165.2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、残留熱代替除去ポンプ入口ライン分岐部から残留熱代替除去ポンプまでを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱代替除去ポンプにより原子炉圧力容器に注水及び原子炉格納容器にスプレイするために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1，D 2，D 3として下記に示す。</p> <p>残留熱代替除去系主配管の設計仕様を表 4.5.4-1 残留熱代替除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 1 : 1.37MPa</u> 重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力P 1は、残留熱除去系の使用圧力に合わせて、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 185℃</u> 重大事故等対処設備として使用する本配管の温度T 1は、残留熱除去系の使用温度に合わせて、185℃とする。</p>			

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、216.3mm, 267.4mm, 165.2mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	216.3	8.2	200	0.03138	□*	□	□
D 2	267.4	9.3	250	0.04862	□*	□	□
D 3	165.2	7.1	150	0.01791	□*	□	□

注記*：重大事故等時における残留熱代替除去ポンプの定格流量

名	称	残留熱代替除去ポンプ ～ 残留熱代替除去ポンプ出口ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	2.50/3.92	
最高使用温度	℃	185	
外	径	mm	165.2/216.3/114.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、残留熱代替除去ポンプから残留熱代替除去ポンプ出口ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱代替除去ポンプにより原子炉圧力容器に注水及び原子炉格納容器にスプレーするために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2, P 3, 最高使用温度の設定根拠をT 1, 外径の設定根拠をD 3, D 1, D 4として下記に示す。</p> <p>残留熱代替除去系主配管の設計仕様を表 4.5.4-1 残留熱代替除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 2.50MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力P 2は、残留熱代替除去ポンプの使用圧力に合わせ、2.50MPaとする。</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力P 3は、残留熱除去系の使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 185℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の温度T 1は、残留熱除去系の使用温度に合わせ、185℃とする。</p>			

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2mm, 216.3mm, 114.3mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	165.2	7.1	150	0.01791	□ ^{*1}	□	□
D 1	216.3	8.2	200	0.03138	□ ^{*1}	□	□
D 4	114.3	8.6	100	0.00741	□ ^{*1}	□ ^{*2}	□

注記*1：重大事故等時における残留熱代替除去ポンプの定格流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で □ m/s）を下回るため問題ない。

名	称	残留熱代替除去ポンプ出口ライン合流部 ～ 残留熱代替除去ポンプ注水ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	3.92	
最高使用温度	℃	185	
外	径	mm	114.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、残留熱代替除去ポンプ出口ライン合流部から残留熱代替除去ポンプ注水ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、サプレッションチェンバのプール水を残留熱代替除去ポンプにより原子炉圧力容器に注水及び原子炉格納容器にスプレイするために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 4として下記に示す。</p> <p>残留熱代替除去系主配管の設計仕様を表 4.5.4-1 残留熱代替除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力P 3は、残留熱除去系の使用圧力に合わせて、3.92MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 185℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の温度T 1は、残留熱除去系の使用温度に合わせて、185℃とする。</p>			

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	114.3	8.6	100	0.00741	□*1	□*2	□

注記*1：重大事故等時における残留熱代替除去ポンプの定格流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で □ m/s）を下回るため問題ない。

名 称	残留熱代替除去系原子炉注水ライン分岐部 ～ 残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、残留熱代替除去系原子炉注水ライン分岐部から残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、サプレッションチェンバのプール水を残留熱代替除去ポンプにより原子炉圧力容器に注水するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 5，D 6 として下記に示す。</p> <p>残留熱代替除去系主配管の設計仕様を表 4.5.4-1 残留熱代替除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 3 : 3.92MPa</u> 重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力 P 3 は、残留熱除去系の使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 185℃</u> 重大事故等対処設備として使用する本配管の温度 T 1 は、残留熱除去系の使用温度に合わせ、185℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	114.3	8.6	100	0.00741	□*	□	□
D 6	114.3	6.0	100	0.00822	□*	□	□

注記*：重大事故等時における原子炉圧力容器への必要注水流量

名	称	残留熱代替除去系スプレイライン分岐部 ～ 残留熱代替除去系スプレイライン合流部	
最高使用圧力	MPa	3.92	
最高使用温度	℃	185	
外	径	mm	165.2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、残留熱代替除去系スプレイライン分岐部から残留熱代替除去系スプレイライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、サプレッションチェンバのプール水を残留熱代替除去ポンプにより原子炉格納容器にスプレイするために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 7，D 8として下記に示す。</p> <p>残留熱代替除去系主配管の設計仕様を表 4.5.4-1 残留熱代替除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 3 : 3.92MPa</u> 重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力P 3は、残留熱除去系の使用圧力に合わせて、3.92MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 185℃</u> 重大事故等対処設備として使用する本配管の温度T 1は、残留熱除去系の使用温度に合わせて、185℃とする。</p>			

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	165.2	11.0	150	0.01611	□*	□	□
D 8	165.2	7.1	150	0.01791	□*	□	□

注記*：重大事故等時における原子炉格納容器への必要注水流量

表 4.5.4-1 残留熱代替除去系主配管の設計仕様表 (その 1)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
残留熱代替除去系	残留熱代替除去ポンプ入口 ライン分岐部 ～ 残留熱代替除去ポンプ	1.37*	P 1	185*	T 1	216.3	D 1
						216.3	—
						267.4 /216.3	—
						267.4	D 2
						267.4	—
						267.4 /— /267.4	—
						267.4 /267.4 /267.4	—
						267.4 /165.2	—
						165.2	—
						165.2	D 3
	残留熱代替除去ポンプ ～ 残留熱代替除去ポンプ出口 ライン合流部	2.50*	P 2	185*	T 1	165.2	D 3
						165.2	—
						165.2 /165.2 /165.2	—
						165.2 /165.2 /—	—
						216.3 /165.2	—
						216.3	D 1
						216.3	—
						165.2 /114.3	—
						114.3	D 4
		114.3	—				

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 4.5.4-1 残留熱代替除去系主配管の設計仕様表 (その 2)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
残留熱代替除去系	残留熱代替除去ポンプ出口 ライン合流部 ～ 残留熱代替除去ポンプ注水 ライン合流部	3.92*	P 3	185*	T 1	114.3	—
						/—	—
						/114.3	—
						114.3	D 4
						114.3	D 4
	残留熱代替除去系原子炉注 水ライン分岐部 ～ 残留熱代替除去系原子炉注 水ライン合流部	3.92*	P 3	185*	T 1	114.3	—
						165.2	—
						/114.3	—
						114.3	D 5
						114.3	—
						114.3	D 5
	残留熱代替除去系スプレイ ライン分岐部 ～ 残留熱代替除去系スプレイ ライン合流部	3.92*	P 3	185*	T 1	114.3	—
						114.3	—
						114.3	D 6
						165.2	D 7
						165.2	—
						165.2	D 7
		3.92*	P 3	185*	T 1	165.2	—
165.2						—	
165.2						D 7	
165.2						—	
165.2						D 8	
165.2						—	

注記* : 重大事故等時における使用時の値

4.6 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備

4.6.1 非常用ガス処理系

名 称	原子炉建物開放口 ～ 窒素ガス制御系合流部	
最高使用圧力	MPa	0.0137
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	406.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉建物開放口から窒素ガス制御系合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、放射性物質の放出を伴う事故時に原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の空気を非常用ガス処理系前置ガス処置装置フィルタ及び非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタに通し、排気中の放射性よう素・粒子状放射性物質が直接大気へ放出されることを防止し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に非常用ガス処理系により原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の放射性物質を含む気体を排気筒（非常用ガス処理系用）から排気するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として下記に示す。</p> <p>非常用ガス処理系主配管の設計仕様を表 4.6.1-1 非常用ガス処理系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.0137MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の原子炉格納容器外の最高圧力を上回る圧力とし、0.0137MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、0.0137MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 66°C




設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、非常時の原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の原子炉格納容器外の雰囲気最高温度に合わせ、66°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、66°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系排風機の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系排風機の容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	9.5	400	0.11787	 *		

注記*：非常用ガス処理系の設計流量




名 称	窒素ガス制御系合流部 ～ 非常用ガス処理系排風機	
最高使用圧力	MPa	0.0137
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	406.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、窒素ガス制御系合流部から非常用ガス処理系排風機までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、放射性物質の放出を伴う事故時に原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の空気を非常用ガス処理系前置ガス処置装置フィルタ及び非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタに通し、排気中の放射性よう素・粒子状放射性物質が直接大気へ放出されることを防止し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に非常用ガス処理系により原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の放射性物質を含む気体を排気筒（非常用ガス処理系用）から排気するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として下記に示す。</p> <p>非常用ガス処理系主配管の設計仕様を表 4.6.1-1 非常用ガス処理系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.0137MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の原子炉格納容器外の最高圧力を上回る圧力とし、0.0137MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、0.0137MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、非常時の原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の原子炉格納容器外の雰囲気最高温度に合わせ、66℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、66℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系排風機の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系排風機の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	9.5	400	0.11787	 *		

注記*：非常用ガス処理系の設計流量

名 称		弁MV217-18 ～ 弁MV217-23出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	0.0137 (0.853)
最高使用温度	℃	66 (200)
外 径	mm	406.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、弁 MV217-18 から弁 MV217-23 出口ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、放射性物質の放出を伴う事故時に原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の空気を非常用ガス処理系前置ガス処置装置フィルタ及び非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタに通し、排気中の放射性よう素・粒子状放射性物質が直接大気へ放出されることを防止し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 2，外径の設定根拠を D 1 として下記に示す。</p> <p>非常用ガス処理系主配管の設計仕様を表 4.6.1-1 非常用ガス処理系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 2 : 0.0137MPa (0.853MPa)</u> 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の原子炉格納容器外の最高圧力を上回る圧力とし、0.0137MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ、0.853MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 2 : 66℃ (200℃)</u> 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、非常時の原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の原子炉格納容器外の雰囲気最高温度に合わせ、66℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、原子炉格納容器雰囲気ガスを格納容器フィルタベント系を經由して外部に放出する際の設計流速が、設計基準対象施設としての設計流速を上回るが、配管内最高流速以下となるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	9.5	400	0.11787	□*	□	□

注記*：非常用ガス処理系の設計流量

名 称	弁MV217-23出口ライン合流部 ～ 非常用ガス処理系入口ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	0.0137 (0.853)
最高使用温度	℃	66 (200)
外 径	mm	—
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、弁 MV217-23 出口ライン合流部から非常用ガス処理系入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、放射性物質の放出を伴う事故時に原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の空気を非常用ガス処理系前置ガス処置装置フィルタ及び非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタに通し、排気中の放射性よう素・粒子状放射性物質が直接大気へ放出されることを防止し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP2, 最高使用温度の設定根拠をT2として下記に示す。 非常用ガス処理系主配管の設計仕様を表4.6.1-1 非常用ガス処理系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 2 : 0.0137MPa (0.853MPa)</u> 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の原子炉格納容器外の最高圧力を上回る圧力とし、0.0137MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ、0.853MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 2 : 66℃ (200℃)</u> 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、非常時の原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の原子炉格納容器外の雰囲気最高温度に合わせ、66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

名 称		非常用ガス処理系排風機 ～ 非常用ガス処理系前置ガス処理装置
最高使用圧力	MPa	0.02
最高使用温度	℃	66 / 120
外 径	mm	406.4 / 515.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、非常用ガス処理系排風機から非常用ガス処理系前置ガス処理装置までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、放射性物質の放出を伴う事故時に原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の空気を非常用ガス処理系前置ガス処理装置フィルタ及び非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタに通し、排気中の放射性よう素・粒子状放射性物質が直接大気へ放出されることを防止し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に非常用ガス処理系により原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の放射性物質を含む気体を排気筒（非常用ガス処理系用）から排気するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 1，T 3，外径の設定根拠をD 1，D 2，継手の外径の設定根拠をF 1として下記に示す。</p> <p>非常用ガス処理系主配管の設計仕様を表 4.6.1-1 非常用ガス処理系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 0.02MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、非常用ガス処理系排風機の吐出側の最高使用圧力に合わせ、0.02MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、0.02MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、非常時の原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の原子炉格納容器外の雰囲気最高温度に合わせ、66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、66℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

T 3 : 120℃

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタの最高使用温度に合わせ、120℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、120℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系排風機の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系排風機の容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	9.5	400	0.11787	 *		
D 2	406.4	8.0	400	0.11970	 *		

注記*：非常用ガス処理系の設計流量

(2) 継手

F 1 : 515.0mm

伸縮継手の外径

名 称	非常用ガス処理系前置ガス処理装置 ～ 非常用ガス処理系後置ガス処理装置	
最高使用圧力	MPa	0.02
最高使用温度	℃	120
外 径	mm	406.4 / 515.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、非常用ガス処理系前置ガス処理装置から非常用ガス処理系後置ガス処理装置までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、放射性物質の放出を伴う事故時に原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の空気を非常用ガス処理系前置ガス処理装置フィルタ及び非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタに通し、排気中の放射性よう素・粒子状放射性物質が直接大気へ放出されることを防止し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に非常用ガス処理系により原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の放射性物質を含む気体を排気筒（非常用ガス処理系用）から排気するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 3，外径の設定根拠をD 1，D 2，継手の外径の設定根拠をF 1として下記に示す。</p> <p>非常用ガス処理系主配管の設計仕様を表 4.6.1-1 非常用ガス処理系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 0.02MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、非常用ガス処理系排風機の吐出側の最高使用圧力に合わせ、0.02MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、0.02MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 3 : 120℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタの最高使用温度に合わせ、120℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、120℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系排風機の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系排風機の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	9.5	400	0.11787	□*	□	□
D 2	406.4	8.0	400	0.11970	□*	□	□

注記*：非常用ガス処理系の設計流量

(2) 継手

F 1 : 515.0mm

伸縮継手の外径




名 称	非常用ガス処理系後置ガス処理装置 ～ 排気筒	
最高使用圧力	MPa	0.02
最高使用温度	℃	120
外 径	mm	406.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、非常用ガス処理系後置ガス処理装置から排気筒までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、放射性物質の放出を伴う事故時に原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の空気を非常用ガス処理系前置ガス処理装置フィルタ及び非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタに通し、排気中の放射性よう素・粒子状放射性物質が直接大気へ放出されることを防止し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に非常用ガス処理系により原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の放射性物質を含む気体を排気筒（非常用ガス処理系用）から排気するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3、最高使用温度の設定根拠を T 3、外径の設定根拠を D 1 として下記に示す。</p> <p>非常用ガス処理系主配管の設計仕様を表 4.6.1-1 非常用ガス処理系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 0.02MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、非常用ガス処理系排風機の吐出側の最高使用圧力に合わせ、0.02MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、0.02MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 3 : 120℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタの最高使用温度に合わせ、120℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、120℃ とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する非常用ガス処理系排風機の容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する非常用ガス処理系排風機の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，406.4mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	9.5	400	0.11787	 *		

注記*：非常用ガス処理系の設計流量

表 4.6.1-1 非常用ガス処理系主配管の設計仕様表 (その1)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉建物開放口 ～ 窒素ガス制御系合流部	0.0137	P 1	66	T 1	406.4	—
					406.4	D 1
					406.4	D 1
					406.4	—
					406.4 /406.4	— /406.4
窒素ガス制御系合流部 ～ 非常用ガス処理系排風機	0.0137	P 1	66	T 1	406.4	—
					406.4	—
					406.4	D 1
					406.4	—
					406.4 /406.4	— /406.4
弁MV217-18 ～ 弁MV217-23出口ライン合流部	0.0137 (0.853*)	P 2	66 (200*)	T 2	406.4	D 1
					406.4	—
弁MV217-23出口ライン合流部 ～ 非常用ガス処理系入口ライン 分岐部	0.0137 (0.853*)	P 2	66 (200*)	T 2	406.4	—
					406.4 /—	— /267.4

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 4.6.1-1 非常用ガス処理系主配管の設計仕様表 (その2)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
非常用 ガス 処理系	非常用ガス処理系排風機	0.02	P 3	66	T 1	406.4	D 1
	~ 非常用ガス処理系前置ガス処 理装置			120	T 3	406.4	D 2
	非常用ガス処理系前置ガス処 理装置	0.02	P 3	120	T 3	515.0	F 1
	~ 非常用ガス処理系前置ガス処 理装置					406.4	D 1
	非常用ガス処理系前置ガス処 理装置	0.02	P 3	120	T 3	406.4	—
	~ 非常用ガス処理系前置ガス処 理装置					406.4	D 2
	非常用ガス処理系前置ガス処 理装置	0.02	P 3	120	T 3	515.0	F 1
	~ 非常用ガス処理系前置ガス処 理装置					406.4	D 1
	非常用ガス処理系前置ガス処 理装置	0.02	P 3	120	T 3	406.4	—
	~ 非常用ガス処理系前置ガス処 理装置					406.4	—
	非常用ガス処理系前置ガス処 理装置	0.02	P 3	120	T 3	406.4 /406.4	—
	~ 非常用ガス処理系前置ガス処 理装置					406.4 /406.4	—
非常用ガス処理系前置ガス処 理装置	0.02	P 3	120	T 3	406.4 /—	—	
~ 非常用ガス処理系前置ガス処 理装置					406.4 /406.4	—	
非常用ガス処理系前置ガス処 理装置	0.02	P 3	120	T 3	406.4 /—	—	
~ 非常用ガス処理系前置ガス処 理装置					406.4 /406.4	—	

S2 補 VI-1-1-5-7 R1

名	称	非常用ガス処理系排風機
容	量	m ³ /h/個 <input type="text"/> 以上 (4400)
原	動	機
出	力	kW/個 <input type="text"/>
個	数	— 2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 <p>非常用ガス処理系排風機は、設計基準対象施設として、放射性物質の放出を伴う事故時に放射性よう素・粒子状放射性物質が直接大気へ放出されることを防止し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に維持することを目的に設置する。また、非常用ガス処理系排風機は、工学的安全施設作動回路からの信号により、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）を隔離すると同時に起動し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を 63Pa の負圧に保ち、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）空間容積の <input type="text"/> % を 1 日で処理する能力を持ち、非常用電源設備に接続し、外部電源喪失時でも運転制御が可能な設計とする。</p> ・重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（非常用ガス処理系）として使用する非常用ガス処理系排風機は、以下の機能を有する。</p> <p>非常用ガス処理系排風機は、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまるために設置する。</p> <p>系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、非常用ガス処理系排風機により原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に漏えいした放射性物質を含む気体を排気筒（非常用ガス処理系用）から排気することにより、中央制御室にとどまる運転員の被ばくを低減することができる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する非常用ガス処理系排風機の容量は、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に保ち、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の空間容積（機器、配管の容積を除いた値）の <input type="text"/> % を 1 日で処理できる容量とし、<input type="text"/> m³/h/個以上とする。</p> <p>非常用ガス処理系排風機を重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、<input type="text"/> m³/h/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量以上である 4400m³/h/個とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する非常用ガス処理系排風機の前動機出力は、風量が 4400m³/h 時の軸動力を基に設定する。

$$L = \frac{L_T}{\eta_T/100} = \frac{\frac{\kappa}{\kappa-1} \cdot \frac{P_{T1} \cdot Q_1}{6 \cdot 10^4} \cdot \left\{ \left(\frac{P_{T2}}{P_{T1}} \right)^{\frac{\kappa-1}{\kappa}} - 1 \right\}}{\eta_T/100} \dots \cdot \frac{P_{S2}}{P_{S1}} > 1.03 \text{ のとき}$$

$$L = \frac{L_T}{\eta_T/100} = \frac{\frac{Q_1}{6 \cdot 10^4} \cdot \{ (P_{S2} - P_{S1}) + (p_{d2} - p_{d1}) \}}{\eta_T/100} \dots \cdot \frac{P_{S2}}{P_{S1}} \leq 1.03 \text{ のとき}$$

(引用文献：日本産業規格 J I S B 8 3 3 0 (2000) 「送風機の試験及び検査方法」)

L: 軸動力(kW)

L_T: 全圧空気動力(kW)

κ: 比熱比 = 1.40

Q₁: 吸込空気量(m³/min) = 4400/60

P_{T2}: 吐出し口送風機絶対全圧(Pa[abs]) =

P_{T1}: 吸込口送風機絶対全圧(Pa[abs]) =

P_{S2}: 吐出し口送風機絶対静圧(Pa[abs]) =

P_{S1}: 吸込口送風機絶対静圧(Pa[abs]) =

p_{d2}: 吐出し口動圧(Pa) =

p_{d1}: 吸込口動圧(Pa) =

η_T: 全圧効率(%) (設計計画値) =

$$\frac{P_{S2}}{P_{S1}} = \frac{\text{}}{\text{}} = \text{} > 1.03 \text{ より}$$

$$L = \frac{\frac{1.40}{1.40-1} \times \frac{\text{} \times \left(\frac{4400}{60} \right)}{6 \times 10^4} \times \left\{ \left(\frac{\text{}}{\text{}} \right)^{\frac{1.40-1}{1.40}} - 1 \right\}}{\text{}/100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記から、非常用ガス処理系排風機の前動機出力は、軸動力 kW を上回る出力とし、 kW/個とする。

非常用ガス処理系排風機を重大事故等時において使用する場合の前動機出力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、 kW/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 個数の設定根拠

非常用ガス処理系排風機（原動機含む）は、設計基準対象施設として放射性物質の放出を伴う事故時に放射性よう素・粒子状放射性物質が直接大気へ放出されることを防止し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に維持するために必要な個数としてA系、B系それぞれ各1個設置し、合計2個設置する。

非常用ガス処理系排風機（原動機含む）は、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	非常用ガス処理系前置ガス処理装置フィルタ	
効	率	—	—
個	数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 非常用ガス処理系前置ガス処理装置フィルタは、設計基準対象施設として放射性物質の放出を伴う事故時に放射性よう素・粒子状放射性物質を除去低減することを目的に設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（非常用ガス処理系）として使用する非常用ガス処理系前置ガス処理装置フィルタは、以下の機能を有する。 非常用ガス処理系前置ガス処理装置フィルタは、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまるために設置する。 系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合に非常用ガス処理系前置ガス処理装置フィルタを流路として、非常用ガス処理系排風機により原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に漏えいした放射性物質を含む気体を排気筒（非常用ガス処理系用）から排気することにより、中央制御室にとどまる運転員の被ばくを低減できる設計とする。 <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>非常用ガス処理系前置ガス処理装置フィルタは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に漏えいした放射性よう素・粒子状放射性物質及び燃料集合体の落下時に原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に放出された放射性よう素・粒子状放射性物質を除去するために必要な個数として A 系、B 系それぞれ各 1 個設置し、合計 2 個設置する。</p> <p>非常用ガス処理系前置ガス処理装置フィルタは、設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>			

名	称	非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタ	
効	率	—	—
個	数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタは、設計基準対象施設として放射性物質の放出を伴う事故時に放射性よう素・粒子状放射性物質を除去低減することを目的に設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（非常用ガス処理系）として使用する非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタは、以下の機能を有する。 非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタは、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまるために設置する。 系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合に非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタを流路として、非常用ガス処理系排風機により原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に漏えいした放射性物質を含む気体を排気筒（非常用ガス処理系用）から排気することにより、中央制御室にとどまる運転員の被ばくを低減できる設計とする。 <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に漏えいした放射性よう素・粒子状放射性物質及び燃料集合体の落下時に原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に放出された放射性よう素・粒子状放射性物質を除去するために必要な個数として A 系、B 系それぞれ各 1 個設置し、合計 2 個設置する。</p> <p>非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタは、設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>			

4.6.2 原子炉建物水素濃度抑制設備

名	称	静的触媒式水素処理装置
容 量	—	—
最 高 使 用 圧 力	—	—
最 高 使 用 温 度	℃	300
再 結 合 効 率	kg/h/個	0.50 (水素濃度 4.0vol%, 大気圧, 温度 100℃において)
個 数	—	18

【設 定 根 拠】

(概 要)

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（原子炉建物水素濃度抑制設備）として使用する静的触媒式水素処理装置（以下「PAR」という。）は、以下の機能を有する。

PAR は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建物その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設の水素爆発による損傷を防止するために設置する。

系統構成は、運転員の起動操作を必要とせず、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることで、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の水素爆発を防止できる設計とする。

PAR は、添付書類 VI-1-8-2「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」において評価を実施している水素処理容量（以下「再結合効率」という。）0.50kg/h/個（水素濃度 4.0vol%, 大気圧, 温度 100℃において）を満足する以下のメーカー性能評価式を持つ型式品を設置する設計とする。

$$DR = A \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3600 \cdot SF$$

DR : 再結合効率 (kg/h/個)

A : 定数 (=)

C_{H2} : PAR 入口水素濃度 (vol%)

P : 圧力 (10⁵Pa)

T : 温度 (K)

SF : スケールファクタ (=0.25)

【設定根拠】(続き)

スケールファクタについて、島根原子力発電所第2号機は PAR-22 タイプを採用し、PARには各々22枚の触媒カートリッジが装荷されるため、SF = 「22/88」 (=0.25) とする。

性能確認の詳細については添付書類 VI-1-8-2 「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」に示す。

1. 容量の設定根拠

反応熱による自然対流であるため、PARの容量は設定しない。

2. 最高使用圧力の設定根拠

耐圧部材はないため、PARの最高使用圧力は設定しない。

3. 最高使用温度の設定根拠

OECD/NEAのTHAI PROJECTにて実施された性能確認試験時に測定した結果を図4.6.2-1, 図4.6.2-2, 図4.6.2-3に示す。PARの最高使用温度を設定する上では、PARの内部を通過するガス温度のうち、触媒の反応熱が加味される触媒通過後の排気温度を考慮する。

試験では、注入口から水素を供給して試験装置内の水素濃度を上昇させた後、水素供給を停止して試験装置内の水素濃度を低下させ、PAR各部の温度の時間変化を確認している。

図4.6.2-2, 図4.6.2-3より、ガス温度中でも高温で推移している測定点(359 KTFgas2)において、水素濃度4.0vol%時の温度は、水素濃度低下時においても300℃を下回っていることがわかる。

したがって、PARの最高使用温度は上記の試験値を上回る300℃とする。



図4.6.2-1 試験体の温度測定点

【設 定 根 拠】 (続き)



図 4. 6. 2-2 温度及び PAR 入口水素濃度の時間変化

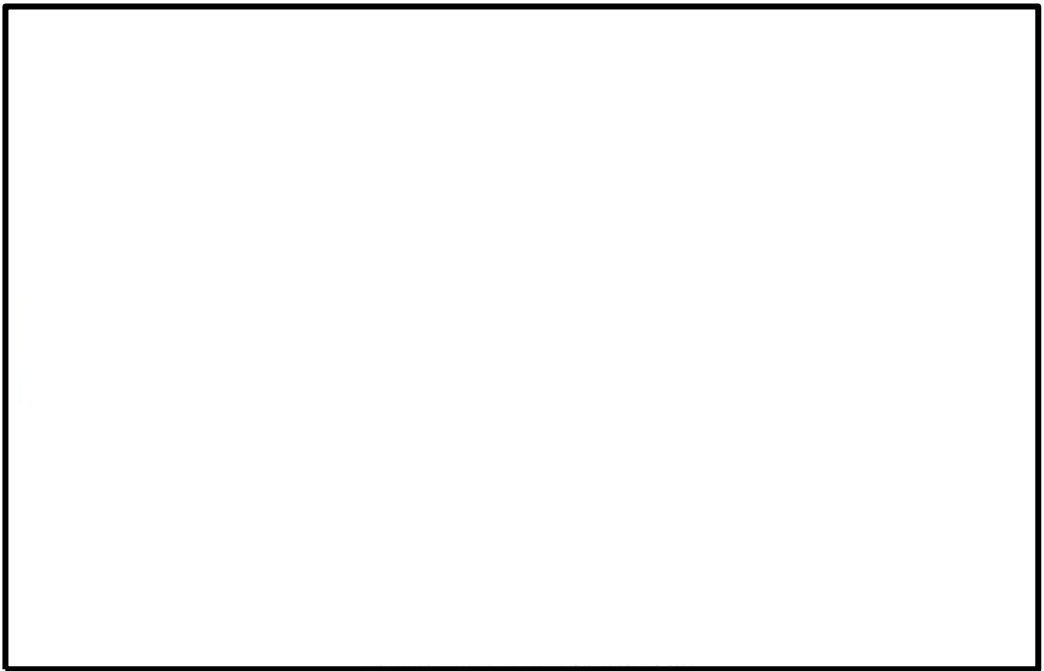


図 4. 6. 2-3 温度及び PAR 入口水素濃度の関係

【設定根拠】（続き）

4. 再結合効率の設定根拠

PAR はジルコニウム-水反応等で短期的に発生する水素及び水の放射線分解等で長期的に緩やかに発生し原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内へ漏えいする水素の濃度を低減することにより原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の水素濃度を継続的に低減できる設計とする。

メーカー性能評価式に基づく再結合効率を有する PAR の効果により炉心損傷後の原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の水素濃度を可燃限界未満に維持できることについては、添付書類 VI-1-8-2「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」において確認している。

以上より、PAR 1 個の再結合効率としては、上述の評価に使用したメーカー性能評価式に基づく再結合効率とし、水素濃度 4.0vol%，大気圧、温度 100℃において 0.50kg/h/個とする。

再結合効率設定の詳細については添付書類 VI-1-8-2「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」に示す。

5. 個数の設定根拠

PAR は重大事故等対処設備として原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内における水素爆発による原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の損傷を防止するために必要な個数である 18 個設置する。

個数設定の詳細については、添付書類 VI-1-8-2「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」に示す。

4.6.3 窒素ガス代替注入系

名 称		可搬式窒素供給装置	
		空気圧縮機	昇圧機
容 量	m ³ /h/個 [normal]	100 以上 (100) [窒素純度 99.9%において]	
吐 出 圧 力	MPa	0.6 以上 (0.9)	
原 動 機 出 力	kW/個	55	7.5
個 数	—	1 (予備 1)	1 (予備 1)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器フィルタベント系）として使用する可搬式窒素供給装置は、以下の機能を有する。</p> <p>可搬式窒素供給装置は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送する格納容器フィルタベント系を不活性化するために設置する。</p> <p>系統構成は、最終ヒートシンクへ熱を輸送する格納容器フィルタベント系のベント停止に向け、可搬式窒素供給装置と格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（南）又は格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（屋内）を可搬式窒素供給装置用ホースで接続し、格納容器フィルタベント系の系統内に窒素ガスを注入することにより、格納容器フィルタベント系の系統内を不活性化できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（窒素ガス代替注入系）として使用する可搬式窒素供給装置は、以下の機能を有する。</p> <p>可搬式窒素供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内を不活性化するために設置する。</p> <p>系統構成は、可搬式窒素供給装置と窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（南）又は窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（屋内）及び窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（南）又は窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内）を可搬式窒素供給装置用ホースで接続し、原子炉格納容器に窒素ガスを注入することにより、原子炉格納容器を不活性化できる設計とする。</p>			

【設 定 根 拠】（続き）

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（格納容器フィルタベント系）として使用する可搬式窒素供給装置は、以下の機能を有する。

可搬式窒素供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損及び水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止する格納容器フィルタベント系を不活性化するために設置する。

系統構成は、原子炉格納容器内における水素爆発による破損及び水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止する格納容器フィルタベント系のベント停止後に、可搬式窒素供給装置と格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（南）又は格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（屋内）を可搬式窒素供給装置用ホースで接続し、格納容器フィルタベント系の系統内に窒素ガスを注入することにより、格納容器フィルタベント系の系統内を不活性化できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（格納容器フィルタベント系）として使用する可搬式窒素供給装置は、以下の機能を有する。

可搬式窒素供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がす格納容器フィルタベント系を不活性化するために設置する。

系統構成は、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がす格納容器フィルタベント系のベント停止後に、可搬式窒素供給装置と格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（南）又は格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（屋内）を可搬式窒素供給装置用ホースで接続し、格納容器フィルタベント系の系統内に窒素ガスを注入することにより、格納容器フィルタベント系の系統内を不活性化できる設計とする。

1. 容量

可搬式窒素供給装置を重大事故等時ににおいて使用する場合の容量は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）のうち水素燃焼において、設計基準対象施設である可燃性ガス濃度制御系性能評価で使用している G 値を採用した場合に、有効性が確認されている窒素注入量が窒素純度 99.9%において $100\text{m}^3/\text{h}$ [normal] であることから、 $100\text{m}^3/\text{h}$ /個 [normal] 以上とする。

公称値については、要求される容量以上である $100\text{m}^3/\text{h}$ /個 [normal] とする。

【設定根拠】(続き)

2. 吐出圧力

可搬式窒素供給装置の重大事故等時における吐出圧力は、原子炉格納容器に窒素を注入する流量 100m³/h[normal]を確保するときの、原子炉格納容器圧力、機器及び配管・弁類の圧損並びにホース圧損を基に設定する。

原子炉格納容器圧力	0.427 MPa
機器及び配管・弁類の圧損	<input type="text"/> MPa
ホース圧損	<input type="text"/> MPa
<hr/>	
	<input type="text"/> MPa

以上より、可搬式窒素供給装置の吐出圧力は、 MPa 以上である 0.6MPa とする。
公称値については、要求される吐出圧力以上である 0.9MPa とする。

3. 原動機出力

可搬式窒素供給装置を駆動する際の原動機出力は、メーカー設定値より空気圧縮機が 55kW、昇圧機が 7.5kW となる。

以上より、可搬式窒素供給装置原動機出力は、空気圧縮機が 55kW、昇圧機が 7.5kW とする。

4. 個数

可搬式窒素供給装置（原動機含む。）は、重大事故等対処設備として原子炉格納容器内及び格納容器フィルタベント系の系統内を不活性化するために必要な個数である 1 個に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を分散して保管する。

名 称	窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（南） ～ 窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（屋内） ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	0.93
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（南）から窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（屋内）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、可搬式窒素供給装置により、原子炉格納容器内に窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，D 2 として以下に示す。</p> <p>窒素ガス代替注入系主配管の設計仕様を表 4.6.3-1 窒素ガス代替注入系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 1 : 0.93MPa</u> 本配管を重大事故等対処設備として使用する場合は、重大事故等時における可搬式窒素供給装置の吐出圧力を上回る圧力とし、0.93MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 66℃</u> 本配管を重大事故等対処設備として使用する場合は、重大事故等時における可搬式窒素供給装置の供給窒素ガス温度*を上回る温度とし、66℃とする。</p> <p>注記*：可搬式窒素供給装置より供給される窒素ガスの温度は、外気の温度と同等である。 なお、外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5℃）に余裕を持った値とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、可搬式窒素供給装置から供給される窒素は空気・ガスであるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、60.5mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h) [normal]	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	60.5	3.9	50	0.00218	100 ^{*1} [normal]	12.7 ^{*2}	
D 2	60.5	5.5	50	0.00192	100 ^{*1} [normal]	14.5 ^{*2}	

注記*1：可搬式窒素供給装置の設計流量

*2：当該配管は、内部流体が空気あるいはガスの場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。

名 称		窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（屋内） ライン合流部 ～ ドライウエル
最高使用圧力	MPa	0.93 / 0.853
最高使用温度	℃	66 / 200
外 径	mm	60.5 / 27.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（屋内）ライン合流部からドライウエルまでを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、可搬式窒素供給装置により、原子炉格納容器内に窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, P 2, 最高使用温度の設定根拠を T 1, T 2, 外径の設定根拠を D 2, D 3 として以下に示す。</p> <p>窒素ガス代替注入系主配管の設計仕様を表 4.6.3-1 窒素ガス代替注入系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.93MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等対処設備として使用する場合の圧力は、重大事故等時における可搬式窒素供給装置の吐出圧力を上回る圧力とし、0.93MPa とする。</p> <p><u>P 2 : 0.853MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等対処設備として使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ、0.853MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>本配管を重大事故等対処設備として使用する場合の温度は、重大事故等時における可搬式窒素供給装置の供給窒素ガス温度*を上回る温度とし、66℃とする。</p> <p>注記*：可搬式窒素供給装置より供給される窒素ガスの温度は、外気の温度と同等である。 なお、外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5℃）に余裕を持った値とする。</p> <p><u>T 2 : 200℃</u></p> <p>本配管を重大事故等対処設備として使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、可搬式窒素供給装置から供給される窒素は空気・ガスであるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、60.5mm, 27.2mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h) [normal]	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	60.5	5.5	50	0.00192	100 ^{*1} [normal]	14.5 ^{*2}	
D 3	27.2	3.9	20	0.00030	100 ^{*1} [normal]	92.6 ^{*2}	

注記*1：可搬式窒素供給装置の設計流量

*2：当該配管は、内部流体が空気あるいはガスの場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。


名 称	窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（屋内） ～ 窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（屋内） ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	0.93
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（屋内）から窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（屋内）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、可搬式窒素供給装置により、原子炉格納容器内に窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 2 として以下に示す。</p> <p>窒素ガス代替注入系主配管の設計仕様を表 4.6.3-1 窒素ガス代替注入系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 1 : 0.93MPa</u> 本配管を重大事故等対処設備として使用する場合は、重大事故等時における可搬式窒素供給装置の吐出圧力を上回る圧力とし、0.93MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 66℃</u> 本配管を重大事故等対処設備として使用する場合は、重大事故等時における可搬式窒素供給装置の供給窒素ガス温度*を上回る温度とし、66℃とする。</p> <p>注記*：可搬式窒素供給装置より供給される窒素ガスの温度は、外気の温度と同等である。 なお、外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5℃）に余裕を持った値とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、可搬式窒素供給装置から供給される窒素は空気・ガスであるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、60.5mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h) [normal]	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	60.5	5.5	50	0.00192	100* ¹	14.5* ²	

注記*1：可搬式窒素供給装置の設計流量

*2：当該配管は、内部流体が空気あるいはガスの場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。

名 称	窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（南） ～ 窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内）ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	0.93
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（南）から窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、可搬式窒素供給装置により、原子炉格納容器内に窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，D 2 として以下に示す。</p> <p>窒素ガス代替注入系主配管の設計仕様を表 4.6.3-1 窒素ガス代替注入系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.93MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等対処設備として使用する場合の圧力は、重大事故等時における可搬式窒素供給装置の吐出圧力を上回る圧力とし、0.93MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>本配管を重大事故等対処設備として使用する場合の温度は、重大事故等時における可搬式窒素供給装置の供給窒素ガス温度*を上回る温度とし、66℃とする。</p> <p>注記*：可搬式窒素供給装置より供給される窒素ガスの温度は、外気の温度と同等である。 なお、外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5℃）に余裕を持った値とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，可搬式窒素供給装置から供給される窒素は空気・ガスであるため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，60.5mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h) [normal]	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	60.5	3.9	50	0.00218	100 ^{*1} [normal]	12.7 ^{*2}	
D 2	60.5	5.5	50	0.00192	100 ^{*1} [normal]	14.5 ^{*2}	

注記*1：可搬式窒素供給装置の設計流量

*2：当該配管は，内部流体が空気あるいはガスの場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。

名 称	窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内）ライン合流部 ～ サプレッションチェンバ	
最高使用圧力	MPa	0.93 / 0.853
最高使用温度	℃	66 / 200
外 径	mm	60.5 / 34.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内）ライン合流部からサプレッションチェンバまでを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、可搬式窒素供給装置により、原子炉格納容器内に窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1, P 2, 最高使用温度の設定根拠をT 1, T 3, 外径の設定根拠をD 2, D 4として以下に示す。</p> <p>窒素ガス代替注入系主配管の設計仕様を表 4.6.3-1 窒素ガス代替注入系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.93MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等対処設備として使用する場合は、重大事故等時における可搬式窒素供給装置の吐出圧力を上回る圧力とし、0.93MPaとする。</p> <p><u>P 2 : 0.853MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等対処設備として使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ、0.853MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>本配管を重大事故等対処設備として使用する場合は、重大事故等時における可搬式窒素供給装置の供給窒素ガス温度*を上回る温度とし、66℃とする。</p> <p>注記*：可搬式窒素供給装置より供給される窒素ガスの温度は、外気の温度と同等である。 なお、外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5℃）に余裕を持った値とする。</p> <p><u>T 3 : 200℃</u></p> <p>本配管を重大事故等対処設備として使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，可搬式窒素供給装置から供給される窒素は空気・ガスであるため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，60.5mm，34.0mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h) [normal]	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	60.5	5.5	50	0.00192	100 ^{*1} [normal]	14.5 ^{*2}	
D 4	34.0	4.5	25	0.00049	100 ^{*1} [normal]	56.7 ^{*2}	

注記*1：可搬式窒素供給装置の設計流量

*2：当該配管は，内部流体が空気あるいはガスの場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。


名 称	窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内） ～ 窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内）ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	0.93
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内）から窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、可搬式窒素供給装置により、原子炉格納容器内に窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 2 として以下に示す。</p> <p>窒素ガス代替注入系主配管の設計仕様を表 4.6.3-1 窒素ガス代替注入系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 1 : 0.93MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等対処設備として使用する場合の圧力は、重大事故等時における可搬式窒素供給装置の吐出圧力を上回る圧力とし、0.93MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 66℃</u></p> <p>本配管を重大事故等対処設備として使用する場合の温度は、重大事故等時における可搬式窒素供給装置の供給窒素ガス温度*を上回る温度とし、66℃とする。</p> <p>注記*：可搬式窒素供給装置より供給される窒素ガスの温度は、外気の温度と同等である。 なお、外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5℃）に余裕を持った値とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、可搬式窒素供給装置から供給される窒素は空気・ガスであるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、60.5mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h) [normal]	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	60.5	5.5	50	0.00192	100* ¹	14.5* ²	

注記*1：可搬式窒素供給装置の設計流量

*2：当該配管は、内部流体が空気あるいはガスの場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。

表 4.6.3-1 窒素ガス代替注入系主配管の設計仕様表（その1）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
窒素ガス代替注入系 窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（南） ～ 窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（屋内）ライン合流部	0.93*	P 1	66*	T 1	60.5	D 1
					61.1	—
					60.5	—
					61.1	—
	0.93*	P 1	66*	T 1	61.1	—
					/61.1	—
			60.5	D 2		
			61.1	—		
			200*	T 2	60.5	D 2
					61.1	—
0.853*	P 2	200*	T 2	61.1	—	
				/61.1	—	
				/—	—	
				60.5	D 2	
				61.1	—	
				/27.7	—	
27.2	D 3					
27.7	—					
27.2	—					
27.2	D 3					
27.7	—					
窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（屋内） ～ 窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（屋内）ライン合流部	0.93*	P 1	66*	T 1	60.5	D 2
					61.1	—

注記*：重大事故等時における使用時の値

表 4.6.3-1 窒素ガス代替注入系主配管の設計仕様表（その2）

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)					
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠				
窒素ガス代替注入系	窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（南） ～ 窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内）ライン合流部	0.93*	P 1	66*	T 1	60.5	D 1				
						61.1	—				
						60.5	—				
						61.1	—				
	窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内）ライン合流部 ～ サプレッションチェンバ	0.93*	P 1	66*	T 1	61.1	—				
						/61.1					
						/61.1					
						60.5	D 2				
						61.1	—				
						60.5	D 2				
				200*	T 3	61.1	—				
						/61.1					
						/—					
						61.1	—				
						0.853*	P 2	200*	T 3	60.5	D 2
										61.1	—
	61.1	—									
	/34.5										
	34.0	D 4									
	34.5	—									
34.0	—										
34.0	D 4										
34.5	—										
窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内） ～ 窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内）ライン合流部	0.93*	P 1	66*	T 1	60.5	D 2					
					61.1	—					

注記*：重大事故等時における使用時の値

名 称	可搬式窒素供給装置用 20m, 10m, 2m ホース	
最高使用圧力	MPa	0.9
最高使用温度	℃	60
外 径	mm	38.0
個 数	—	20 (予備 3)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本ホースは可搬式窒素供給装置と窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（南）又は窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（屋内）及び窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（南）又は窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内）及び格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（南）又は格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（屋内）を接続するホースであり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に可搬式窒素供給装置から原子炉格納容器又は格納容器フィルタベント系の系統内に窒素を注入することにより、原子炉格納容器又は格納容器フィルタベント系の系統内を不活性化するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 本ホースを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における可搬式窒素供給装置の吐出圧力に合わせ 0.9MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度 本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における可搬式窒素供給装置の供給窒素ガス温度*を上回る温度とし、60℃とする。</p> <p>注記*：可搬式窒素供給装置より供給される窒素ガスの温度は、外気の温度と同等である。 なお、外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5℃）に余裕を持った値とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失が許容できる外径を選定する。 可搬式窒素供給装置を用いて原子炉格納容器又は格納容器フィルタベント系の系統内に窒素を供給する場合については、可搬式窒素供給装置の 2. 吐出圧力設定時のホース圧損算出条件である 38.0mm を本ホースの外径とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

本ホースの保有数は、重大事故等対処設備として可搬式窒素供給装置により窒素を原子炉格納容器又は格納容器フィルタベント系の系統内に注入するために必要な本数である 20 本（20m：3 本，10m：14 本，2m：3 本）に加え，故障時のバックアップ用として予備 3 本（20m：1 本，10m：1 本，2m：1 本）の合計 23 本とする。

なお，本ホースは保守点検中にも使用可能であるため，保守点検による待機除外時バックアップは考慮しない。

4.7 原子炉格納容器調気設備

4.7.1 窒素ガス制御系

名	称	MV217-4
最高使用圧力	MPa	0.427 (0.853)
最高使用温度	℃	171 (200)
個	数	1

【設定根拠】

(概要)

主要弁 MV217-4 は、主配管「ドライウェルからサブプレッションチェンバ出口ライン合流部」上の原子炉格納容器外に設置される通常閉の原子炉格納容器隔離弁であり、設計基準対象施設として、原子炉格納容器内を空気又は窒素ガスで置換をする際に原子炉格納容器内の気体を外部に放出する際の流路に設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するための流路に使用する。

主要弁 MV217-4 は、重大事故等時において、遠隔手動弁操作機構によって人力による操作が可能な設計とする。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する主要弁 MV217-4 の最高使用圧力は、主配管「ドライウェルからサブプレッションチェンバ出口ライン合流部」の最高使用圧力に合わせ、0.427MPa とする。

主要弁 MV217-4 を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「ドライウェルからサブプレッションチェンバ出口ライン合流部」の使用圧力に合わせ、0.853MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する主要弁 MV217-4 の最高使用温度は、主配管「ドライウェルからサブプレッションチェンバ出口ライン合流部」の最高使用温度に合わせ、171℃ とする。

主要弁 MV217-4 を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「ドライウェルからサブプレッションチェンバ出口ライン合流部」の使用温度に合わせ、200℃ とする。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 個数の設定根拠

主要弁 MV217-4 は、設計基準対処施設として原子炉格納容器バウンダリを形成する隔離弁として必要な個数である 1 個設置する。

主要弁 MV217-4 は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	MV217-5
最高使用圧力	MPa	0.427 (0.853)
最高使用温度	℃	171 (200)
個	数	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>主要弁 MV217-5 は、主配管「サブプレッションチェンバからサブプレッションチェンバ出口ライン合流部」上の原子炉格納容器外に設置される通常閉の原子炉格納容器隔離弁であり、設計基準対象施設として、原子炉格納容器内を空気又は窒素ガスで置換をする際に原子炉格納容器内の気体を外部に放出する際の流路に設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するための流路に使用する。</p> <p>主要弁 MV217-5 は、重大事故等時において、遠隔手動弁操作機構によって人力による操作が可能な設計とする。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する主要弁 MV217-5 の最高使用圧力は、主配管「サブプレッションチェンバからサブプレッションチェンバ出口ライン合流部」の最高使用圧力に合わせ、0.427MPa とする。</p> <p>主要弁 MV217-5 を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「サブプレッションチェンバからサブプレッションチェンバ出口ライン合流部」の使用圧力に合わせ、0.853MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する主要弁 MV217-5 の最高使用温度は、主配管「サブプレッションチェンバからサブプレッションチェンバ出口ライン合流部」の最高使用温度に合わせ、171℃ とする。</p> <p>主要弁 MV217-5 を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「サブプレッションチェンバからサブプレッションチェンバ出口ライン合流部」の使用温度に合わせ、200℃ とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 個数の設定根拠

主要弁 MV217-5 は、設計基準対象施設として原子炉格納容器バウンダリを形成する隔離弁として必要な個数である 1 個設置する。

主要弁 MV217-5 は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	MV217-18
最高使用圧力	MPa	0.427 (0.853)
最高使用温度	℃	171 (200)
個	数	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>主要弁 MV217-18 は、主配管「弁 MV217-23 入口ライン分岐部から弁 MV217-18」上の原子炉格納容器外に設置される通常閉の原子炉格納容器隔離弁であり、設計基準対象施設として、原子炉格納容器内を空気又は窒素ガスで置換をする際に原子炉格納容器内の気体を外部に放出する際の流路に設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するための流路に使用する。</p> <p>主要弁 MV217-18 は、重大事故等時において、遠隔手動弁操作機構によって人力による操作が可能な設計とする。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する主要弁 MV217-18 の最高使用圧力は、主配管「弁 MV217-23 入口ライン分岐部から弁 MV217-18」の最高使用圧力に合わせ、0.427MPa とする。</p> <p>主要弁 MV217-18 を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「弁 MV217-23 入口ライン分岐部から弁 MV217-18」の使用圧力に合わせ、0.853MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する主要弁 MV217-18 の最高使用温度は、主配管「弁 MV217-23 入口ライン分岐部から弁 MV217-18」の最高使用温度に合わせ、171℃とする。</p> <p>主要弁 MV217-18 を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「弁 MV217-23 入口ライン分岐部から弁 MV217-18」の使用温度に合わせ、200℃とする。</p> <p>3. 個数の設定根拠</p> <p>主要弁 MV217-18 は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の気体を非常用ガス処理系を経由して外部に放出するために必要な個数である1個設置する。</p> <p>主要弁 MV217-18 は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		


名 称		ドライウエル ～ サプレッションチェンバ出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	0.427 (0.853)
最高使用温度	℃	171 (200)
外 径	mm	609.6 / 619.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、ドライウエルからサプレッションチェンバ出口ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉格納容器内を空気又は窒素ガスで置換をする際に原子炉格納容器内の気体を外部に放出するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライトを通して外部に放出するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD1、継手の外径の設定根拠をF1として以下に示す。</p> <p>窒素ガス制御系主配管の設計仕様を表4.7.1-1 窒素ガス制御系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 0.427MPa (0.853MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力(内圧)に合わせ、0.427MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力(内圧)に合わせ、0.853MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 171℃ (200℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器(ドライウエル)の最高使用温度に合わせ、171℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器(ドライウエル)の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、原子炉格納容器雰囲気ガスを格納容器フィルタベント系を經由して外部に放出する際の設計流速が、設計基準対象施設としての設計流速を上回るが、配管内最高流速以下となるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、609.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	9.5	600	0.27395	25000* [normal]	25.3	

注記* : 格納容器空気置換運転モードの設計流量

(2) 継手

F 1 : 619.2mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。


名 称	サプレッションチェンバ出口ライン合流部 ～ 原子炉棟空調換気系分岐部	
最高使用圧力	MPa	0.427 (0.853)
最高使用温度	℃	171 (200)
外 径	mm	619.2 / 609.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、サプレッションチェンバ出口ライン合流部から原子炉棟空調換気系分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉格納容器内を空気又は窒素ガスで置換をする際に原子炉格納容器内の気体を外部に放出するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライトを通じて外部に放出するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1，最高使用温度の設定根拠をT1，外径の設定根拠をD1，継手の外径の設定根拠をF1として以下に示す。</p> <p>窒素ガス制御系主配管の設計仕様を表4.7.1-1 窒素ガス制御系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 0.427MPa (0.853MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力(内圧)に合わせ、0.427MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力(内圧)に合わせ、0.853MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 171℃ (200℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器(ドライウエル)の最高使用温度に合わせ、171℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、原子炉格納容器雰囲気ガスを格納容器フィルタベント系を經由して外部に放出する際の設計流速が、設計基準対象施設としての設計流速を上回るが、配管内最高流速以下となるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、609.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	9.5	600	0.27395	25000* [normal]	25.3	

注記* : 格納容器空気置換運転モードの設計流量

(2) 継手

F 1 : 619.2mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名	称	サプレッションチェンバ ～ サプレッションチェンバ出口ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	0.427 (0.853)	
最高使用温度	℃	104 (200) / 171 (200)	
外	径	mm	609.6 / 619.2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションチェンバからサプレッションチェンバ出口ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉格納容器内を空気又は窒素ガスで置換をする際に原子炉格納容器内の気体を外部に放出するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライトを通じて外部に放出するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT2、T1、外径の設定根拠をD1、継手の外径の設定根拠をF1として以下に示す。</p> <p>窒素ガス制御系主配管の設計仕様を表4.7.1-1 窒素ガス制御系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 0.427MPa (0.853MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力(内圧)に合わせ、0.427MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力(内圧)に合わせ、0.853MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T2 : 104℃ (200℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器(サプレッションチェンバ)の最高使用温度に合わせ、104℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器(サプレッションチェンバ)の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>			

【設定根拠】（続き）

T 1 : 171°C (200°C)


設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウェル）の最高使用温度に合わせ、171°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）の使用温度に合わせ、200°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、原子炉格納容器雰囲気ガスを格納容器フィルタベント系を経由して外部に放出する際の設計流速が、設計基準対象施設としての設計流速を上回るが、配管内最高流速以下となるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、609.6mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	9.5	600	0.27395	25000* [normal]	25.3	

注記*：格納容器空気置換運転モードの設計流量

(2) 継手

F 1 : 619.2mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。


名	称	原子炉棟空調換気系分岐部 ～ 弁MV217-23入口ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	0.427 (0.853)	
最高使用温度	℃	171 (200)	
外	径	mm	619.2 / 609.6
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉棟空調換気系分岐部から弁MV217-23入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉格納容器内を空気又は窒素ガスで置換をする際に原子炉格納容器内の気体を外部に放出するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライトを通じて外部に放出するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD1、継手の外径の設定根拠をF1として以下に示す。</p> <p>窒素ガス制御系主配管の設計仕様を表4.7.1-1 窒素ガス制御系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 0.427MPa (0.853MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力(内圧)に合わせ、0.427MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力(内圧)に合わせ、0.853MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 171℃ (200℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器(ドライウェル)の最高使用温度に合わせ、171℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>			

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、原子炉格納容器雰囲気ガスを格納容器フィルタベント系を經由して外部に放出する際の設計流速が、設計基準対象施設としての設計流速を上回るが、配管内最高流速以下となるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、609.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	9.5	600	0.27395	25000* [normal]	25.3	

注記*：格納容器空気置換運転モードの設計流量

(2) 継手

F 1 : 619.2mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称	弁MV217-23入口ライン分岐部 ～ 弁MV217-18	
最高使用圧力	MPa	0.427 (0.853)
最高使用温度	℃	171 (200)
外 径	mm	—
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、弁MV217-23入口ライン分岐部から弁MV217-18までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉格納容器内を空気又は窒素ガスで置換をする際に原子炉格納容器内の気体を非常用ガス処理系を経由して外部に放出するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライトを通じて外部に放出するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1として以下に示す。</p> <p>窒素ガス制御系主配管の設計仕様を表4.7.1-1 窒素ガス制御系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 0.427MPa (0.853MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力(内圧)に合わせ、0.427MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力(内圧)に合わせ、0.853MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 171℃ (200℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器(ドライウェル)の最高使用温度に合わせ、171℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

表 4.7.1-1 窒素ガス制御系主配管の設計仕様表

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
窒素ガス制御系	ドライウエル ～ サブプレッションチェン バ出口ライン合流部	0.427 (0.853*)	P 1	171 (200*)	T 1	609.6 /508.0	—
	609.6					D 1	
	609.6					—	
	619.2					F 1	
	サブプレッションチェン バ出口ライン合流部 ～ 原子炉棟空調換気系分 岐部	0.427 (0.853*)	P 1	171 (200*)	T 1	619.2	F 1
	609.6					D 1	
	609.6					—	
	サブプレッションチェン バ ～ サブプレッションチェン バ出口ライン合流部	0.427 (0.853*)	P 1	104 (200*)	T 2	609.6 /508.0	—
	609.6			D 1			
	171 (200*)			T 1	609.6	—	
	609.6				D 1		
	619.2	F 1					
	原子炉棟空調換気系分 岐部 ～ 弁MV217-23入口ライン 分岐部	0.427 (0.853*)	P 1	171 (200*)	T 1	619.2	F 1
	609.6					D 1	
609.6 /406.4	—						
弁MV217-23入口ライン 分岐部 ～ 弁MV217-18	0.427 (0.853*)	P 1	171 (200*)	T 1	406.4 /406.4 /406.4	—	

注記* : 重大事故等時における使用時の値

4.8 圧力逃がし装置

4.8.1 格納容器フィルタベント系

名	称	MV217-23
最高使用圧力	MPa	0.853
最高使用温度	℃	200
個数	—	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>主要弁 MV217-23 は、主配管「弁 MV217-23 入口ライン分岐部～弁 MV217-23」上の原子炉格納容器外に設置される通常閉の弁であり、重大事故等対処設備として重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第 1 ベントフィルタスクラバ容器及び第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するための流路に使用する。</p> <p>主要弁 MV217-23 は、重大事故等時において、遠隔手動弁操作機構によって人力による操作が可能な設計とする。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>主要弁 MV217-23 を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「弁 MV217-23 入口ライン分岐部～弁 MV217-23」の使用圧力に合わせて、0.853MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>主要弁 MV217-23 を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「弁 MV217-23 入口ライン分岐部～弁 MV217-23」の使用温度に合わせて、200℃ とする。</p> <p>3. 個数の設定根拠</p> <p>主要弁 MV217-23 は、重大事故等対処設備として原子炉格納容器内雰囲気ガスを第 1 ベントフィルタスクラバ容器及び第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するために必要な個数である 1 個設置する。</p>		

名	称	圧力開放板
設定破裂圧力	MPa	0.08
個数	—	1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器フィルタベント系）として使用する圧力開放板は、以下の機能を有する。

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

系統構成は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（格納容器フィルタベント系）として使用する圧力開放板は、以下の機能を有する。

圧力開放板は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による破損及び水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するため、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ放出するために設置する。

系統構成は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に放出できる設計とする。

【設定根拠】（続き）

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（格納容器フィルタベント系）として使用する圧力開放板は、以下の機能を有する。

圧力開放板は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために設置する。

系統構成は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

1. 設定破裂圧力の設定根拠

圧力開放板を重大事故等時に使用する場合の設定破裂圧力は、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力（MPa）よりも十分低い圧力とし、0.08MPaとする。

2. 個数の設定根拠

圧力開放板は、格納容器フィルタベント系待機時に格納容器フィルタベント系系統内を不活性ガス（窒素ガス）にて置換する際の大気との隔壁として1個設置する。

名 称	弁 MV217-23 入口ライン分岐部 ～ 弁 MV217-23	
最高使用圧力	MPa	0.853
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	406.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、弁 MV217-23 入口ライン分岐部から弁 MV217-23 までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第 1 ベントフィルタスクラバ容器及び第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として以下に示す。</p> <p>格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様を表 4.8.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 1 : 0.853MPa</u> 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ、0.853MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 200℃</u> 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、原子炉格納容器から放出される気体は蒸気及び非凝縮性ガスであるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、406.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (t/h)	比容積 (m ³ /kg)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	9.5	400	0.11787	□*	0.35594	□	□

注記*：格納容器フィルタベント系の定格流量

名 称		弁 MV217-23 ～ 弁 MV217-23 出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	0.853
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	406.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、弁 MV217-23 から弁 MV217-23 出口ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として以下に示す。</p> <p>格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様を表 4.8.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 1 : 0.853MPa</u> 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ、0.853MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 200℃</u> 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、原子炉格納容器から放出される気体は蒸気及び非凝縮性ガスであるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、406.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (t/h)	比容積 (m ³ /kg)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	9.5	400	0.11787	□*	0.35594	□	□

注記*：格納容器フィルタベント系の定格流量

名 称	非常用ガス処理系入口ライン分岐部 ～ 格納容器フィルタベント系窒素ガス供給ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	0.853
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、非常用ガス処理系入口ライン分岐部から格納容器フィルタベント系窒素ガス供給ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1，最高使用温度の設定根拠をT1，外径の設定根拠をD2として以下に示す。</p> <p>格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様を表4.8.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P1 : 0.853MPa</u> 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ、0.853MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T1 : 200℃</u> 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、原子炉格納容器から放出される気体は蒸気及び非凝縮性ガスであるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (t/h)	比容積 (m ³ /kg)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	267.4	9.3	250	0.04862	□*1	0.35594	□*2	□

注記*1：格納容器フィルタベント系の定格流量

*2：当該配管は、内部流体が蒸気の場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。

名 称	格納容器フィルタベント系窒素ガス供給ライン合流部 ～ 耐圧強化ベントライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	0.853
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	77.0 / 70.1 / 267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、格納容器フィルタベント系窒素ガス供給ライン合流部から耐圧強化ベントライン分岐部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1，最高使用温度の設定根拠をT1，外径の設定根拠をD2，継手の外径の設定根拠をF1，F2として以下に示す。</p> <p>格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様を表4.8.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P1 : 0.853MPa</u> 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ、0.853MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T1 : 200℃</u> 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，原子炉格納容器から放出される気体は蒸気及び非凝縮性ガスであるため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (t/h)	比容積 (m ³ /kg)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	267.4	9.3	250	0.04862	□*1	0.35594	□*2	□

注記*1：格納容器フィルタベント系の定格流量

*2：当該配管は，内部流体が蒸気の場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。

(2) 継手

F 1 : 77.0mm

管台の管接続部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 2 : 70.1mm

管台の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称	格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（南） ～ 格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（屋内） ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	0.93
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（南）から格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（屋内）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、格納容器フィルタベント系停止後に系統内を可搬式窒素供給装置により窒素置換するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 3，D 4として以下に示す。</p> <p>格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様を表 4.8.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 0.93MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）を上回る圧力とし、0.93MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 66℃</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における可搬式窒素供給装置の供給窒素ガス温度*を上回る温度とし、66℃とする。</p> <p>注記*：可搬式窒素供給装置より供給される窒素ガスの温度は、外気の温度と同等である。 なお、外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5℃）に余裕を持った値とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，可搬式窒素供給装置から供給される気体は窒素ガスであるため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，60.5mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h) [normal]	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	60.5	3.9	50	0.00218	100* ¹ [normal]	12.7* ²	
D 4	60.5	5.5	50	0.00192	100* ¹ [normal]	14.5* ²	

注記*1：可搬式窒素供給装置の設計流量

*2：当該配管は，内部流体がガスの場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。


名 称	格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（屋内） ライン合流部 ～ 弁 V226-14	
最高使用圧力	MPa	0.93
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（屋内）ライン合流部から弁V226-14までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、格納容器フィルタベント系停止後に系統内を可搬式窒素供給装置により窒素置換するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 4として以下に示す。</p> <p>格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様を表 4.8.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 0.93MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）を上回る圧力とし、0.93MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 66℃</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における可搬式窒素供給装置の供給窒素ガス温度*を上回る温度とし、66℃とする。</p> <p>注記*：可搬式窒素供給装置より供給される窒素ガスの温度は、外気の温度と同等である。 なお、外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5℃）に余裕を持った値とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、可搬式窒素供給装置から供給される気体は窒素ガスであるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、60.5mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	60.5	5.5	50	0.00192	100* ¹ [normal]	14.5* ²	

注記*1：可搬式窒素供給装置の設計流量

*2：当該配管は、内部流体がガスの場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。

名 称		弁 V226-14 ～ 格納容器フィルタベント系窒素ガス供給ライン合流部
最高使用圧力	MPa	0.853
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、弁V226-14から格納容器フィルタベント系窒素ガス供給ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、格納容器フィルタベント系停止後に系統内を可搬式窒素供給装置により窒素置換するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 4 として以下に示す。</p> <p>格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様を表 4.8.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 1 : 0.853MPa</u> 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ、0.853MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 200℃</u> 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，可搬式窒素供給装置から供給される気体は窒素ガスであるため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，60.5mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	60.5	5.5	50	0.00192	100* ¹ [normal]	14.5* ²	

注記*1：可搬式窒素供給装置の設計流量

*2：当該配管は，内部流体がガスの場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。


名 称	格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（屋内） ～ 格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（屋内） ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	0.93
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（屋内）から格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（屋内）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、格納容器フィルタベント系停止後に系統内を可搬式窒素供給装置により窒素置換するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 2，外径の設定根拠を D 4 として以下に示す。</p> <p>格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様を表 4.8.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 0.93MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）を上回る圧力とし、0.93MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 66℃</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における可搬式窒素供給装置の供給窒素ガス温度*を上回る温度とし、66℃とする。</p> <p>注記*：可搬式窒素供給装置より供給される窒素ガスの温度は、外気の温度と同等である。 なお、外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5℃）に余裕を持った値とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、可搬式窒素供給装置から供給される気体は窒素ガスであるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、60.5mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h) [normal]	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	60.5	5.5	50	0.00192	100* ¹	14.5* ²	

注記*1：可搬式窒素供給装置の設計流量

*2：当該配管は、内部流体がガスの場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。

名 称	耐圧強化ベントライン分岐部 ～ 弁 MV226-13	
最高使用圧力	MPa	0.853
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、耐圧強化ベントライン分岐部から弁MV226-13までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD2として以下に示す。</p> <p>格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様を表4.8.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P1 : 0.853MPa</u> 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ、0.853MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T1 : 200℃</u> 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、原子炉格納容器から放出される気体は蒸気及び非凝縮性ガスであるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (t/h)	比容積 (m ³ /kg)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	267.4	9.3	250	0.04862	□*1	0.35594	□*2	□

注記*1：格納容器フィルタベント系の定格流量

*2：当該配管は、内部流体が蒸気の場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。

名 称		弁 MV226-13 ～ 第 1 ベントフィルタスクラバ容器
最高使用圧力	MPa	0.853
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	318.5 / 303.0 / 409.0 / 216.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、弁MV226-13から第1ベントフィルタスクラバ容器までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 5，D 6，D 7，継手の外径の設定根拠を F 3，F 4 として以下に示す。</p> <p>格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様を表 4.8.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 1 : 0.853MPa</u> 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ、0.853MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 200℃</u> 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、原子炉格納容器から放出される気体は蒸気及び非凝縮性ガスであるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、318.5mm、216.3mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (t/h)	比容積 (m ³ /kg)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	318.5	10.3	300	0.06970	□*1	0.35594	□*3	□
D 6	318.5	17.4	300	0.06321	□*1	0.35594	□*3	□
D 7	216.3	8.2	200	0.03138	□*2	0.35594	□	□

注記*1：格納容器フィルタベント系の定格流量

*2：格納容器フィルタベント系の定格流量を配管本数4本で除した値

*3：当該配管は、内部流体が蒸気の場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。

(2) 継手

F 3 : 303.0mm

伸縮継手接続部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 4 : 409.0mm

伸縮継手の外径。

名 称		第1ベントフィルタスクラバ容器 ～ 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器
最高使用圧力	MPa	0.853 / 0.427
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	216.3 / 318.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、第1ベントフィルタスクラバ容器から第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、P3、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD8、D9、D10として以下に示す。</p> <p>格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様を表4.8.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 0.853MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ、0.853MPaとする。</p> <p><u>P3 : 0.427MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の使用圧力に合わせ、0.427MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 200℃</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、原子炉格納容器から放出される気体は蒸気及び非凝縮性ガスであるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、216.3mm, 318.5mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (t/h)	比容積 (m ³ /kg)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 8	216.3	8.2	200	0.03138	□ ^{*1}	0.35594	□	□
D 9	318.5	10.3	300	0.06970	□ ^{*2}	0.35594	□	□
D 10	318.5	10.3	300	0.06970	□ ^{*2}	1.67330	□	□

注記*1：格納容器フィルタベント系の定格流量を配管本数8本で除した値

*2：格納容器フィルタベント系の定格流量を配管本数4本で除した値

名 称	第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器 ～ 窒素ガス排出ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	0.427
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	318.5 / 70.1 / 77.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器から窒素ガス排出ライン分岐部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP3、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD10、継手の外径の設定根拠をF1、F2として以下に示す。</p> <p>格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様を表4.8.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P3 : 0.427MPa</u> 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の使用圧力に合わせ、0.427MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T1 : 200℃</u> 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、原子炉格納容器から放出される気体は蒸気及び非凝縮性ガスであるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、318.5mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (t/h)	比容積 (m ³ /kg)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D10	318.5	10.3	300	0.06970	□*	1.67330	□	□

注記*：格納容器フィルタベント系の定格流量を配管本数4本で除した値

(2) 継手

F 1 : 77.0mm

管台の管接続部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 2 : 70.1mm

管台の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		窒素ガス排出ライン分岐部 ～ 窒素ガス排出ライン分岐部（ヘッダ部）
最高使用圧力	MPa	0.427
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	318.5 / 406.4 / 70.1 / 77.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、窒素ガス排出ライン分岐部から窒素ガス排出ライン分岐部（ヘッダ部）までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP3，最高使用温度の設定根拠をT1，外径の設定根拠をD10，D11，継手の外径の設定根拠をF1，F2として以下に示す。</p> <p>格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様を表4.8.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P3 : 0.427MPa</u> 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の使用圧力に合わせ、0.427MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T1 : 200℃</u> 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、原子炉格納容器から放出される気体は蒸気及び非凝縮性ガスであるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、318.5mm、406.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (t/h)	比容積 (m ³ /kg)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 0	318.5	10.3	300	0.06970	□ ^{*1}	1.67330	□	□
D 1 1	406.4	12.7	400	0.11401	□ ^{*2}	1.67330	□	□

注記*1：格納容器フィルタベント系の定格流量を配管本数4本で除した値

*2：格納容器フィルタベント系の定格流量

(2) 継手

F 1 : 77.0mm

管台の管接続部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 2 : 70.1mm

管台の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		窒素ガス排出ライン分岐部 ～ 窒素ガス排出口
最高使用圧力	MPa	0.427 / 大気圧
最高使用温度	℃	200 / 66
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、窒素ガス排出ライン分岐部から窒素ガス排出口までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、格納容器フィルタベント系停止後に系統内を可搬式窒素供給装置により窒素置換するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、P 4、最高使用温度の設定根拠をT 1、T 2、外径の設定根拠をD 4、D 3として以下に示す。</p> <p>格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様を表 4.8.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 0.427MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の使用圧力に合わせ、0.427MPaとする。</p> <p><u>P 4 : 大気圧</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、本配管が大気開放であるため、大気圧とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 200℃</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。</p> <p><u>T 2 : 66℃</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における可搬式窒素供給装置の供給窒素ガス温度*を上回る温度とし、66℃とする。</p> <p>注記* : 可搬式窒素供給装置より供給される窒素ガスの温度は、外気の温度と同等である。 なお、外気の温度は、松江市の過去最高気温 (38.5℃) に余裕を持った値とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、可搬式窒素供給装置から供給される気体は窒素ガスであるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、60.5mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h) [normal]	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	60.5	5.5	50	0.00192	100* ¹ [normal]	14.5* ²	
D 3	60.5	3.9	50	0.00218	100* ¹ [normal]	12.7* ²	

注記*1：可搬式窒素供給装置の設計流量

*2：当該配管は、内部流体がガスの場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。

名 称		窒素ガス排出ライン分岐部（ヘッダ部） ～ 放出口
最高使用圧力	MPa	0.427
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	406.4 / 318.5 / 303.0 / 409.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、窒素ガス排出ライン分岐部（ヘッダ部）から放出口までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP3，最高使用温度の設定根拠をT1，外径の設定根拠をD11，D10，D12，継手の外径の設定根拠をF3，F4として以下に示す。</p> <p>格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様を表4.8.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P3 : 0.427MPa</u> 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の使用圧力に合わせ、0.427MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T1 : 200℃</u> 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，原子炉格納容器から放出される気体は蒸気及び非凝縮性ガスであるため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，406.4mm，318.5mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (t/h)	比容積 (m ³ /kg)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 1	406.4	12.7	400	0.11401	□*1	1.67330	□	□
D 1 0	318.5	10.3	300	0.06970	□*2	1.67330	□	□
D 1 2	318.5	17.4	300	0.06321	□*2	1.67330	□	□

注記*1：格納容器フィルタベント系の定格流量

*2：格納容器フィルタベント系の定格流量を配管本数4本で除した値

(2) 継手

F 3 : 303.0mm

伸縮継手接続部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 4 : 409.0mm

伸縮継手の外径。

名 称		窒素ガス排出ライン分岐部（ヘッド部） ～ 窒素ガス排出口
最高使用圧力	MPa	0.427 / 大気圧
最高使用温度	℃	200 / 66
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、窒素ガス排出ライン分岐部（ヘッド部）から窒素ガス排出口までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、格納容器フィルタベント系停止後に系統内を可搬式窒素供給装置により窒素置換するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、P 4、最高使用温度の設定根拠をT 1、T 2、外径の設定根拠をD 4、D 3として以下に示す。</p> <p>格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様を表 4.8.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 0.427MPa</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の使用圧力に合わせ、0.427MPaとする。</p> <p><u>P 4 : 大気圧</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、本配管が大気開放であるため、大気圧とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 200℃</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。</p> <p><u>T 2 : 66℃</u></p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における可搬式窒素供給装置の供給窒素ガス温度*を上回る温度とし、66℃とする。</p> <p>注記*：可搬式窒素供給装置より供給される窒素ガスの温度は、外気の温度と同等である。 なお、外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5℃）に余裕を持った値とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、可搬式窒素供給装置から供給される気体は窒素ガスであるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、60.5mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h) [normal]	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	60.5	5.5	50	0.00192	100* ¹ [normal]	14.5* ²	
D 3	60.5	3.9	50	0.00218	100* ¹ [normal]	12.7* ²	

注記*1：可搬式窒素供給装置の設計流量

*2：当該配管は、内部流体がガスの場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。

表 4.8.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表 (その 1)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
格納容器 フィルタベント系	弁MV217-23入口ライン分岐部 ～ 弁 MV217-23	0.853*	P 1	200*	T 1	406.4	D 1
						406.4	—
	弁 MV217-23 ～ 弁 MV217-23 出口ライン合流部	0.853*	P 1	200*	T 1	406.4	—
						406.4	D 1
	非常用ガス処理系入口ライン分岐部 ～ 格納容器フィルタベント系窒素ガス供給ライン合流部	0.853*	P 1	200*	T 1	267.4	D 2
	格納容器フィルタベント系窒素ガス供給ライン合流部 ～ 耐圧強化ベントライン分岐部	0.853*	P 1	200*	T 1	77.0	F 1
						70.1	F 2
						267.4	D 2
						267.4	—
						267.4 /— /267.4	—
	格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口(南) ～ 格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口(屋内)ライン合流部	0.93*	P 2	66*	T 2	60.5	D 3
						61.1	—
						60.5	D 4
						61.1	—
60.5						D 4	

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 4.8.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表 (その 2)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
格納容器フィルタベント系	格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口 (屋内) ライン合流部 ～ 弁V226-14	0.93*	P 2	66*	T 2	61.1 /61.1 /61.1	—
	60.5					D 4	
	61.1					—	
	弁V226-14 ～ 格納容器フィルタベント系窒素ガス供給ライン合流部	0.853*	P 1	200*	T 1	60.5	D 4
	格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口 (屋内) ～ 格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口 (屋内) ライン合流部	0.93*	P 2	66*	T 2	60.5	D 4
						61.1	—
	耐圧強化ベントライン 分岐部 ～ 弁MV226-13	0.853*	P 1	200*	T 1	267.4	D 2
						267.4	—
						318.5 /267.4	—
	弁 MV226-13 ～ 第 1 ベントフィルタスクラバ容器	0.853*	P 1	200*	T 1	318.5	D 5
						318.5	—
						318.5	D 5
318.5						D 6	
303.0						F 3	
409.0						F 4	
318.5 /318.5 /216.3						—	
216.3						D 7	
216.3	D 7						
216.3	—						

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 4.8.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表 (その 3)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
(前頁からの続き)	0.853*	P 1	200*	T 1	318.5 /216.3	—
第 1 ベントフィルタスクラバ容器 ～ 第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器	0.853*	P 1	200*	T 1	216.3	D 8
					216.3	—
					318.5 /216.3	—
					318.5 /318.5 /216.3	—
					318.5	D 9
					318.5	—
第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器 ～ 窒素ガス排出ライン分岐部	0.427*	P 3	200*	T 1	318.5	—
					318.5	D 1 0
					318.5	D 1 0
					318.5	—
					318.5	D 1 0
					70.1	F 2
窒素ガス排出ライン分岐部 ～ 窒素ガス排出ライン分岐部 (ヘッダ部)	0.427*	P 3	200*	T 1	77.0	F 1
					318.5	D 1 0
					318.5	—
					406.4 /318.5	—
					406.4 /406.4 /406.4	—
					406.4 /406.4 /318.5	—
					406.4	D 1 1
					406.4	—
					70.1	F 2
					77.0	F 1
406.4	—					

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 4.8.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表 (その 4)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
格納容器 フィルタベント系	窒素ガス排出ライン分岐部 ～ 窒素ガス排出口	0.427*	P 3	200*	T 1	60.5	D 4
						61.1	—
						60.5	D 4
						60.5	D 3
						61.1	—
	窒素ガス排出ライン分岐部 (ヘッド部) ～ 放出口	0.427*	P 3	200*	T 1	60.5	D 4
						61.1	—
						60.5	D 4
						60.5	D 3
						60.5	D 3
61.1						—	
406.4						D 1 1	
406.4						—	
406.4 /406.4 /318.5						—	
406.4						—	
318.5	D 1 0						
318.5	—						
318.5	D 1 0						
318.5	D 1 2						
303.0	F 3						
409.0	F 4						
318.5 /— /318.5	—						
窒素ガス排出ライン分岐部 (ヘッド部) ～ 窒素ガス排出口	0.427*	P 3	200*	T 1	60.5	D 4	
					61.1	—	
					60.5	D 4	
					60.5	D 3	
					60.5	D 3	
					61.1	—	
窒素ガス排出ライン分岐部 (ヘッド部) ～ 窒素ガス排出口	大気圧*	P 4	66*	T 2	60.5	D 3	
					61.1	—	

注記* : 重大事故等時における使用時の値

名 称		第1ベントフィルタ	
		スクラバ容器	銀ゼオライト容器
容 量	m ³ /個	□以上 (□)	—
効 率	%	99.9 以上(粒子状放射性物質に対して) 99 以上(無機よう素に対して)	98 以上(有機よう素に対して)
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.853	0.427
最 高 使 用 温 度	℃	200	200
個 数	—	4	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器フィルタベント系）として使用する第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、以下の機能を有する。</p> <p>第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（格納容器フィルタベント系）として使用する第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、以下の機能を有する。</p>			

【設定根拠】（続き）

第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損及び水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するため、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ放出するために設置する。

系統構成は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に放出できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（格納容器フィルタベント系）として使用する第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、以下の機能を有する。

第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために設置する。

系統構成は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

第1ベントフィルタスクラバ容器を重大事故等時ににおいて使用する場合の容量は、スクラビング水の保有水量を基に設定する。

スクラビング水の保有水量について、添付書類 VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」において所定の放射性物質の除去性能が得られるスクラビング水の基準水位をベンチュリノズル上端から m としているため、第1ベントフィルタスクラバ容器の容量は基準水位を保有水量へ換算した値を上回る容量として m³/個以上とする。

公称値については、 m³/個とする。

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器はフィルタであるため、容器としての記載項目である容量は設定しない。

【設定根拠】(続き)

2. 効率の設定根拠

第1ベントフィルタスクラバ容器の効率は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものとして定められている Cs-137 の放出量が 100TBq を下回ることができる性能を有するものとして、粒子状放射性物質に対して 99.9%以上、ガス状放射性無機よう素に対して 99%以上の除去効率が得られる設計とする。

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の効率は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるよう、ガス状放射性有機よう素に対して 98%以上の除去効率が得られる設計とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

第1ベントフィルタスクラバ容器を重大事故等時に使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力(内圧)に合わせ、0.853MPaとする。

また、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を重大事故等時に使用する場合の圧力は、格納容器フィルタベント系使用時の系統圧力損失を評価した結果(圧力勾配)から、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器に発生しうる最大の圧力を上回る圧力とし、0.427MPaとする。

格納容器フィルタベント系の圧力勾配図を図4.8.1-1に示す。

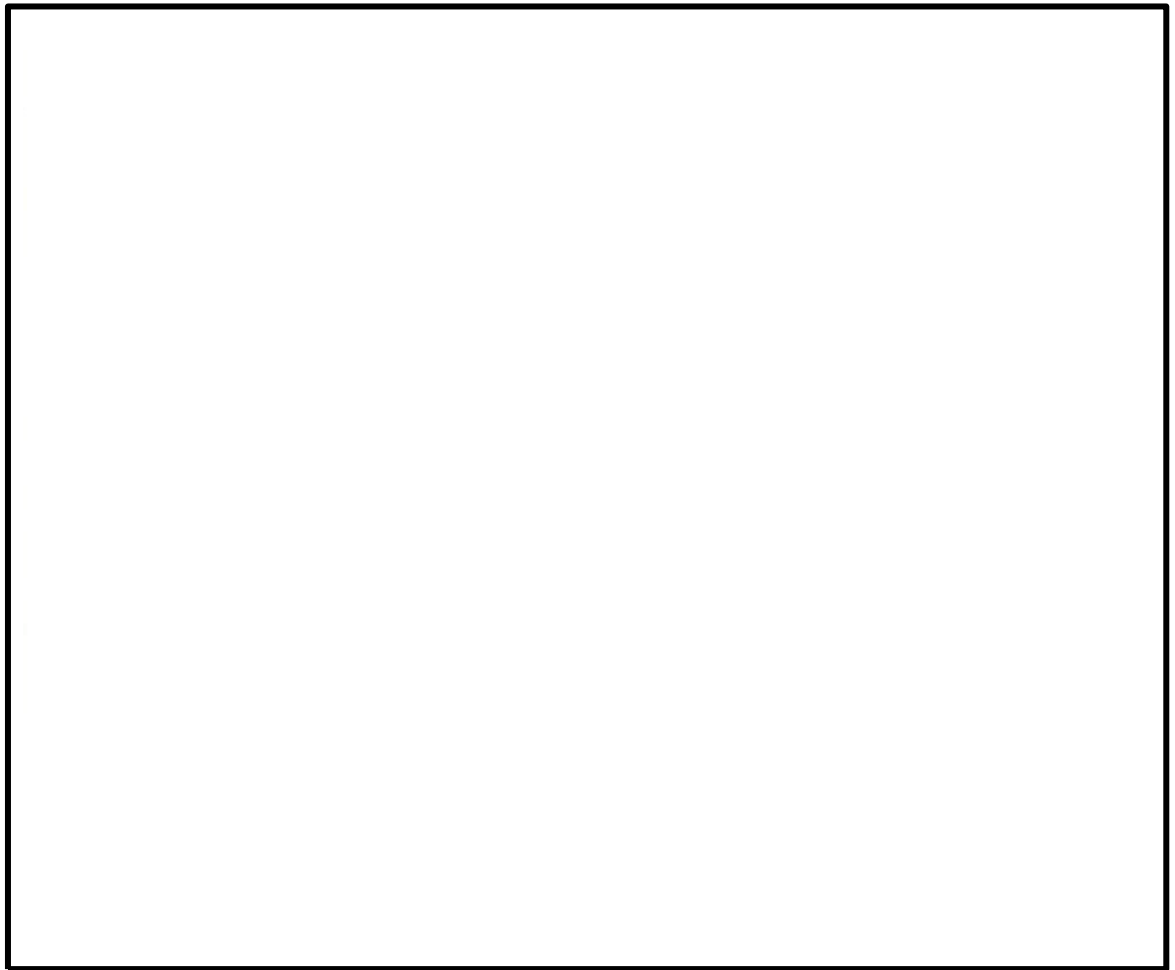


図 4.8.1-1 格納容器フィルタベント系圧力勾配図

【設定根拠】(続き)

4. 最高使用温度の設定根拠

第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を重大事故等時に使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。

5. 個数の設定根拠

第1ベントフィルタスクラバ容器は、重大事故等対処設備として原子炉格納容器内雰囲気ガスを放射性物質を低減させた後に、原子炉建物屋上に設ける放出口から放出するために必要な個数である25%容量のものを4個設置する。また、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、重大事故等対処設備として原子炉格納容器内雰囲気ガスを放射性物質を低減させた後に、原子炉建物屋上に設ける放出口から放出するために必要な個数である1個設置する。

VI-1-1-5-8 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書
(その他発電用原子炉の附属施設)

VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

(その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備))

目 次

1. 概要	1
2. 非常用電源設備	2
2.1 非常用発電装置	2
2.1.1 非常用ディーゼル発電設備	2
2.1.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	41
2.1.3 ガスタービン発電機	67
2.1.4 高圧発電機車	94
2.1.5 可搬式窒素供給装置用発電設備	110
2.1.6 緊急時対策所用発電機	116
2.2 その他の電源装置	130
2.2.1 無停電電源装置	130
2.2.2 電力貯蔵装置	138

1. 概要

本説明書は、その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）の申請設備に係る仕様設定根拠について説明するものである。

2. 非常用電源設備

2.1 非常用発電装置

2.1.1 非常用ディーゼル発電設備

名 称	ディーゼル機関
機 関 個 数	2
過 給 機 個 数	4 (ディーゼル機関 1 個につき 2)

【設 定 根 拠】

(概 要)

・ 設計基準対象施設

非常用ディーゼル発電設備の一部であるディーゼル機関は、設計基準対象施設として設計基準事故時に発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置の機能を維持するため、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために必要な電力を供給し、工学的安全施設等の設備が必要とする電源が所定の時間内に所定の電圧に到達し、継続的に電力を供給する非常用ディーゼル発電設備を運転するために設置する。

・ 重大事故等対処設備

重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（非常用ディーゼル発電設備）として使用するディーゼル機関は、以下の機能を有する。

ディーゼル機関は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために必要な発電機を駆動するために設置する。

系統構成は、ディーゼル機関の出力を発電機へ供給し、必要な設備に電力を供給する非常用ディーゼル発電設備を運転できる設計とする。

1. 個数の設定根拠

1.1 機関個数

ディーゼル機関は、設計基準対象施設として工学的安全施設等の設備が必要とする電力を供給するために必要な個数である各系列に 1 個とし、合計 2 個設置する。

重大事故等時に使用するディーゼル機関は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

【設 定 根 拠】（続き）

1.2 過給機個数

ディーゼル機関の過給機は，設計基準対象施設として非常用ディーゼル発電設備を運転する機関に必要な個数であるディーゼル機関1個につき2個とし，合計4個設置する。

重大事故等時に使用するディーゼル機関の過給機は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため設計基準対象施設として4個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	冷却水ポンプ
容	量	m ³ /h/個 <input type="text"/> 以上 (<input type="text"/>)
個	数	— 2 (ディーゼル機関1個につき1)
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 冷却水ポンプは、設計基準対象施設として非常用ディーゼル発電設備のうち、ディーゼル機関（シリンダ部）を直接冷却する冷却水設備であり、ディーゼル機関運転時に燃料の燃焼により発熱するディーゼル機関高温部への冷却水を確保するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（非常用ディーゼル発電設備）として使用する冷却水ポンプは、以下の機能を有する。 冷却水ポンプは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な設備に電力を供給するディーゼル機関を冷却するために設置する。 系統構成は、冷却水ポンプにて冷却水をディーゼル機関（シリンダ部）へ供給し、シリンダ部を直接冷却できる設計とする。 <p>1. 容量の設定根拠 設計基準対象施設として使用する冷却水ポンプの容量は、定格出力運転時のディーゼル機関からの放熱量に対しディーゼル機関出入口の冷却水温度差を <input type="text"/>°C以下に保てる容量とする。 冷却水ポンプの必要容量は、下記のように求める。</p>		

【設定根拠】(続き)

$$Q = L \cdot 10^3 / C_p / \Delta_T / \rho$$

H_D : 機関定格出力 [理想値] 時の冷却水放熱量 (MJ/h) = (基本仕様より)

v_T : 機関定格出力 [理想値] 時の冷却水放熱量に対する熱負荷率 (%) =
(メーカー実績より)

L : 熱負荷 (MJ/h) = $H_D \times v_T =$

C_p : 冷却水 (出口最低温度: 80°C) の比熱 (kJ/(kg·K)) = 4.190

Δ_T : 出入口温度差 (K) =

ρ : 冷却水 (出口最低温度: 80°C) の密度 (kg/m³) = 971.8

Q : 必要容量 (m³/h)

$$Q = \frac{\text{}{4.190} / \frac{\text{}{971.8} = \text{} \text{ m}^3/\text{h} \div \text{} \text{ m}^3/\text{h}$$

以上より, 冷却水ポンプの容量は, m³/h を上回るものとし, m³/h/個以上とする。

冷却水ポンプを重大事故等時において使用する場合は, 設計基準対象施設と同様な使用方法であるため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し, m³/h/個以上とする。

公称値については, 要求される容量と同じ m³/h/個とする。

2. 個数の設定根拠

冷却水ポンプは, 設計基準対象施設として, ディーゼル機関に冷却水を供給するために必要な個数であるディーゼル機関1個につき1個とし, 合計2個設置する。

重大事故等時に使用する冷却水ポンプは, 設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	空気だめ
容 量	m ³ /個	3.4 以上 (4)
最 高 使 用 圧 力	MPa	3.24
最 高 使 用 温 度	℃	100
個 数	—	4 (ディーゼル機関 1 個につき 2)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 空気だめは、ディーゼル機関始動が 5 回可能な圧縮空気を蓄えるために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置 (非常用ディーゼル発電設備) として使用する空気だめは、以下の機能を有する。 空気だめは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な設備に電力を供給するディーゼル機関始動を可能とするために設置する。 系統構成は、空気だめにディーゼル機関を始動できる圧力及び容量の圧縮空気を貯蔵し、始動時にディーゼル機関へ始動空気を送ることができる設計とする。 <p>1. 容量の設定根拠 設計基準対象施設として使用する空気だめの容量は、次の条件のいずれも満たすことのできる容量とする。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1 回目の始動空気圧力 <input type="text"/> MPa から、5 回起動可能とする。 上記の 5 回起動のうち、少なくとも 2 回は、<input type="text"/> 秒以内に機関定格回転数に到達可能とする。 <input type="text"/> 秒間 (起動渋滞時間) のエアラン後 1 回起動可能とする。 <p>上記の条件を満足する空気だめの必要容量は、下記のように求める。</p>		

【設定根拠】(続き)

1.1 条件(2)を満足する容量

i 回目 ($i \geq 2$) の始動空気圧力 P_i は次式で表される。

$$P_i = \boxed{\hspace{15em}} \dots (1.1)$$

I_t : 全慣性モーメント ($\text{kg}\cdot\text{m}^2$) = $\boxed{\hspace{2em}}$

Z : シリンダ数 = $\boxed{\hspace{1em}}$

g : 重力加速度 (m/s^2) = 9.80665

P_1 : 1 回目の始動空気圧力 (MPa) = $\boxed{\hspace{2em}}$

P_2 : 2 回目の始動空気圧力 (MPa)

V : 必要空気だめ容量 (m^3) = 3.3

$$P_2 = \boxed{\hspace{15em}}$$

$$= \boxed{\hspace{2em}} \text{MPa}$$

メーカー実績より、始動空気圧力が $\boxed{\hspace{1em}}$ MPa 以上であれば $\boxed{\hspace{1em}}$ 秒以内に機関定格回転に到達する。

よって、1 回目及び 2 回目で機関定格回転に到達できることから、条件(2)を満たす容量は 3.3m^3 となる。

1.2 条件(3)を満足する容量

空気だめ圧力が断熱的に変化するものとし、始動弁をノズルとみなすと、始動空気投入時間 t と、始動空気投入前後の空気だめ圧力 P_1 、 P_2 との間には次式が成り立つ。

$$P_2 = \left[1 + \frac{1}{2} \cdot (\kappa - 1) \cdot \sqrt{\kappa \cdot R \cdot T} \cdot \mu \cdot \frac{f}{V} \cdot \phi \cdot t \right]^{2 \cdot \kappa / (1 - \kappa)} \cdot P_1$$

P_1 : 始動空気投入前の空気だめ圧力 (MPa [abs]) = $\boxed{\hspace{2em}}$

P_2 : 始動空気投入後の空気だめ圧力 (MPa [abs])

κ : 比熱比 = 1.4

R : 空気のガス定数 ($\text{J}/\text{kg}\cdot\text{K}$) = 287.040

T : 空気の温度 (K) = 318

μ : ノズルの流量係数 = $\boxed{\hspace{1em}}$

【設 定 根 拠】（続き）

f : 始動弁啓開面積 (m²) =

t : 始動空気投入時間 (s) =

φ : ノズルの流れに関する定数 =

V : 必要空気だめ容量 (m³) = 3.1

$$P_2 = \left[1 + \frac{1}{2} \times (1.4 - 1) \times \sqrt{1.4 \times 287.040 \times 318} \times \text{} \times \frac{\text{>}}{3.1} \right. \\ \left. \times \text{} \times \text{} \right]^{2 \times 1.4 / (1 - 1.4)} \times \text{>} \\ = \text{>} \text{ MPa}$$

メーカー実績より、始動空気圧力は MPa 以上であれば十分起動可能である。

よって、条件(3)を満たす容量は 3.1m³となる。

1.3 条件(1)を満足する容量

1.1 及び 1.2 より、空気だめの条件(2)、(3)を満足する容量は、3.3m³であり上回る容量として 3.4m³とする。

(1.1)式を用いて、 $P_1 = \text{>}$ MPa、 $V = 3.4\text{m}^3$ を代入し順次圧力を求めると、5 回目の始動空気圧力 P_5 は

$$P_5 = \text{>} \text{ MPa}$$

メーカー実績より、始動空気圧力は MPa 以上あれば十分起動可能であることから、空気だめの容量は、3.4m³/個以上とする。

空気だめを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.4m³/個以上とする。

公称値については、3.4m³/個を上回る 4m³/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する空気だめの最高使用圧力は、空気圧縮機の最高吐出圧力である MPa を上回るものとし、3.24MPa とする。

空気だめを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.24MPa とする。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する空気だめの最高使用温度は、空気圧縮機の吐出空気温度が約 ℃であることから、これを上回るものとし、100℃とする。

空気だめを重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、100℃とする。

4. 個数の設定根拠

空気だめは、設計基準対象施設としてディーゼル機関自動始動が5回可能な圧縮空気を蓄えるために必要な個数であるディーゼル機関1個当たり1個に余裕を加えたディーゼル機関1個当たり2個とし、合計4個設置する。

重大事故等時に使用する空気だめは、設計基準対象施設としてディーゼル機関始動が5回可能な圧縮空気を蓄えるために4個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	RV280-300A, B, RV280-301A, B
吹 出 圧 力	MPa	3.24
個 数	—	4 (空気だめ 1 個につき 1)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>RV280-300A, B 及び RV280-301A, B は, 空気だめに設置する安全弁である。</p> <p>RV280-300A, B 及び RV280-301A, B は, 設計基準対象施設として, 空気だめの圧力が最高使用圧力となった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持する。</p> <p>重大事故等対処設備としては, 重大事故等時に使用する空気だめの圧力が, 重大事故等時に使用する場合の使用圧力となった場合に開動作して使用圧力以下に維持する。</p> <p>1. 吹出圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する RV280-300A, B 及び RV280-301A, B の吹出圧力は, 空気だめの最高使用圧力と同じ 3.24MPa とする。</p> <p>RV280-300A, B 及び RV280-301A, B を重大事故等で使用する場合の吹出圧力は, 重大事故等時における空気だめの使用圧力と同じ 3.24MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>RV280-300A, B 及び RV280-301A, B は, 設計基準対象施設として空気だめの圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である空気だめ 1 個につき 1 個とし, 合計 4 個設置する。</p> <p>重大事故等時に使用する RV280-300A, B 及び RV280-301A, B は, 設計基準対象施設として 4 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名 称	ディーゼル燃料デイトンク	
容 量	m ³ /個	16 以上 (16)
最 高 使 用 圧 力	MPa	静水頭
最 高 使 用 温 度	℃	45
個 数	—	2 (ディーゼル機関 1 個につき 1)

【設 定 根 拠】

(概 要)

・ 設計基準対象施設

ディーゼル燃料デイトンクは、A,B-ディーゼル燃料貯蔵タンクから供給された燃料を貯蔵するとともに、非常用ディーゼル発電設備の連続運転に必要な燃料を確保するために設置する。

・ 重大事故等対処設備

重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置(非常用ディーゼル発電設備)として使用するディーゼル燃料デイトンクは、以下の機能を有する。

ディーゼル燃料デイトンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な設備に電力を供給するディーゼル機関の連続運転を可能とするために設置する。

系統構成は、A,B-ディーゼル燃料貯蔵タンクより供給された燃料を貯蔵し、ディーゼル機関の連続運転に必要な燃料を供給できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料デイトンクの容量は、ディーゼル機関定格出力で8時間の連続運転が可能な容量とする。

上記の条件を満足するディーゼル燃料デイトンクの必要容量は、下記のように求める。

$$V = \frac{N \cdot c \cdot H}{\gamma} + D$$

V : ディーゼル燃料デイトンク必要容量 (m³)

N : 機関定格出力 (kW) = 6150

c : 燃料消費率 (kg/kW・h) =

H : 連続運転時間 (h) =

γ : 燃料の密度 (kg/m³) = (設計値)

D : ディーゼル燃料デイトンク無効容量 (m³) =

【設定根拠】(続き)

$$V = \frac{6150 \times \square}{\square} + \square = 13.452 \approx 13.46\text{m}^3$$

以上より、ディーゼル燃料デイトンクの容量は、13.46m³/個を上回る容量として16m³/個以上とする。

ディーゼル燃料デイトンクを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、16m³/個以上とする。

公称値については、要求される容量と同じである16m³/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料デイトンクの最高使用圧力は、ディーゼル燃料デイトンクが開放型タンクであることから、静水頭とする。

ディーゼル燃料デイトンクを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料デイトンクの最高使用温度は、ディーゼル発電設備室内設計条件の最高温度と同じ45℃とする。

ディーゼル燃料デイトンクを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるディーゼル発電設備室内設計条件の最高温度と同じ45℃とする。

4. 個数の設定根拠

ディーゼル燃料デイトンクは、設計基準対象施設としてディーゼル機関の連続運転に必要な燃料を貯蔵し、供給するために必要な個数であるディーゼル機関に1個につき1個とし、合計2個設置する。

重大事故等時に使用するディーゼル燃料デイトンクは、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称	A-ディーゼル燃料移送ポンプ	
容 量	m ³ /h/個	□以上 (4.0)
吐 出 圧 力	MPa	□以上 (0.5)
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.98
最 高 使 用 温 度	℃	40
原 動 機 出 力	kW/個	2.2
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 A-ディーゼル燃料移送ポンプは、設計基準対象施設としてA-ディーゼル燃料貯蔵タンクからA-ディーゼル燃料デイトンクに燃料を移送するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（非常用ディーゼル発電設備）として使用するA-ディーゼル燃料移送ポンプは、以下の機能を有する。 A-ディーゼル燃料移送ポンプは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する非常用ディーゼル発電設備へA-ディーゼル燃料貯蔵タンクの燃料を移送するために設置する。 系統構成は、A-ディーゼル燃料貯蔵タンクからA-ディーゼル燃料移送ポンプを用いて、重大事故等対処設備へ給電する非常用ディーゼル発電設備の燃料をA-ディーゼル燃料デイトンクへ移送できる設計とする。 		

【設定根拠】(続き)

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用するA-ディーゼル燃料移送ポンプの容量は、ディーゼル機関定格出力運転時の燃料消費量以上を供給可能な容量としている。

上記の条件を満足するA-ディーゼル燃料移送ポンプの必要容量は、下記のように求める。

$$Q = \frac{N \cdot c}{\gamma}$$

Q : A-ディーゼル燃料移送ポンプ必要容量 (m³/h)

N : 機関定格出力 (kW) =

c : 燃料消費率 (kg/kW・h) =

これにマージン3%を考慮し、c = kg/kW・hとする。

γ : 燃料の密度 (kg/m³) = (設計値)

$$Q = \frac{\text{} \times \text{}}{\text{}} = \text{} \div \text{} \text{ m}^3/\text{h}$$

上記から、A-ディーゼル燃料移送ポンプの容量は m³/h となるが、供給能力に十分余裕をみて必要容量の2倍の容量である m³/h × 2 = m³/h を上回る容量として、 m³/h/個以上とする。

A-ディーゼル燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様な使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m³/h/個以上とする。

公称値については、 4.0m³/h/個とする。

【設定根拠】(続き)

2. 吐出圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するA-ディーゼル燃料移送ポンプの吐出圧力は、A-ディーゼル燃料移送ポンプからA-ディーゼル燃料デイトンクに燃料を移送するときの供給源と移送先の差圧、静水頭、配管・機器圧力損失を基に設定する。

① 供給源と移送先との差圧 : 0MPa (ともに大気圧のため)

② 供給源から移送先までの静水頭 : MPa

$$\text{} \times \text{} \times 9.80665 \times 10^{-6} = \text{} = \text{} \text{ MPa}$$

m : A-ディーゼル燃料貯蔵タンク最低油位 EL ~ A-ディーゼル燃料デイトンク天面 EL

kg/m³ : 燃料の密度 (設計値)

③ 配管・機器圧力損失 : MPa

機器圧力損失 : MPa

配管・弁類圧力損失 : MPa

合計 : MPa

④ ①~③の合計 : MPa

上記から、A-ディーゼル燃料移送ポンプの吐出圧力は、 MPa を上回る MPa 以上とする。

A-ディーゼル燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の吐出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 MPa 以上とする。

公称値については、 0.5MPa とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するA-ディーゼル燃料移送ポンプの最高使用圧力は、A-ディーゼル燃料移送ポンプの全圧力 MPa を上回る圧力とし、0.98MPa とする。

A-ディーゼル燃料移送ポンプを重大事故等において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、0.98MPa とする。

【設定根拠】(続き)

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する A-ディーゼル燃料移送ポンプの最高使用温度は、主配管「A-ディーゼル燃料貯蔵タンク～A-ディーゼル燃料移送ポンプ」の最高使用温度に合わせ、40℃とする。

A-ディーゼル燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、40℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する A-ディーゼル燃料移送ポンプの原動機出力は、下記の式により、ポンプの軸動力を考慮して決定する。

$$P_u = \frac{10^3}{60} \cdot Q \cdot p$$

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

(引用文献：日本産業規格 J I S B 8 3 1 2 (2002)

「歯車ポンプ及びねじポンプー試験方法」)

$$P = \frac{10^3 \cdot Q \cdot p}{60 \cdot \eta} \cdot 100$$

P : 軸動力 (kW)

P_u : 水動力 (kW)

p : 全圧力 (=吐出圧力-吸込圧力) (MPa) =

Q : 吐出し量 (m³/min) = (= m³/h)

η : ポンプ効率 (%) =

$$P = \frac{10^3 \times \text{} \times \text{}}{60 \times \text{}} \times 100 = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記から、A-ディーゼル燃料移送ポンプの原動機出力は、軸動力 kW を上回る出力とし、2.2kW/個とする。

A-ディーゼル燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、2.2kW/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

6. 個数の設定根拠

A-ディーゼル燃料移送ポンプ（原動機含む。）は，設計基準対象施設としてA-ディーゼル燃料貯蔵タンクからA-ディーゼル燃料デイトンクに燃料を移送するために必要な個数である1個設置する。

A-ディーゼル燃料移送ポンプは，設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称	B-ディーゼル燃料移送ポンプ	
容 量	m ³ /h/個	□以上 (4.0)
吐 出 圧 力	MPa	□以上 (0.5)
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.98
最 高 使 用 温 度	℃	40
原 動 機 出 力	kW/個	2.2
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 B-ディーゼル燃料移送ポンプは、設計基準対象施設としてB-ディーゼル燃料貯蔵タンクからB-ディーゼル燃料デイタンクに燃料を移送するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（非常用ディーゼル発電設備）として使用するB-ディーゼル燃料移送ポンプは、以下の機能を有する。 B-ディーゼル燃料移送ポンプは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する非常用ディーゼル発電設備へB-ディーゼル燃料貯蔵タンクの燃料を移送するために設置する。 系統構成は、B-ディーゼル燃料貯蔵タンクからB-ディーゼル燃料移送ポンプを用いて、重大事故等対処設備へ給電する非常用ディーゼル発電設備の燃料をB-ディーゼル燃料デイタンクへ移送できる設計とする。 		

【設定根拠】(続き)

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用するB-ディーゼル燃料移送ポンプの容量は、ディーゼル機関定格出力運転時の燃料消費量以上を供給可能な容量としている。

上記の条件を満足するB-ディーゼル燃料移送ポンプの必要容量は、下記のように求める。

$$Q = \frac{N \cdot c}{\gamma}$$

Q : B-ディーゼル燃料移送ポンプ必要容量 (m³/h)

N : 機関定格出力 (kW) =

c : 燃料消費率 (kg/kW・h) =

これにマージン3%を考慮し、c = kg/kW・hとする。

γ : 燃料の密度 (kg/m³) = (設計値)

$$Q = \frac{\text{} \times \text{}}{\text{}} = \text{} \div \text{} \text{ m}^3/\text{h}$$

上記から、B-ディーゼル燃料移送ポンプの容量は m³/hとなるが、供給能力に十分余裕をみて必要容量の2倍の容量である m³/h × 2 = m³/h を上回る容量として、 m³/h/個以上とする。

B-ディーゼル燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様な使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m³/h/個以上とする。

公称値については、 4.0m³/h/個とする。

【設定根拠】(続き)

2. 吐出圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するB-ディーゼル燃料移送ポンプの吐出圧力は、B-ディーゼル燃料移送ポンプからB-ディーゼル燃料デイトンクに燃料を移送するときの供給源と移送先の差圧、静水頭、配管・機器圧力損失を基に設定する。

① 供給源と移送先との差圧 : 0MPa (ともに大気圧のため)

② 供給源から移送先までの静水頭 : MPa

$$\text{} \times \text{} \times 9.80665 \times 10^{-6} = \text{} \div \text{} \text{ MPa}$$

m : B-ディーゼル燃料貯蔵タンク最低油位 EL ~ B-ディーゼル燃料デイトンク天面 EL

kg/m³ : 燃料の密度 (設計値)

③ 配管・機器圧力損失 : MPa

機器圧力損失 : MPa

配管・弁類圧力損失 : MPa

合計 : MPa

④ ①~③の合計 : MPa

上記から、B-ディーゼル燃料移送ポンプの吐出圧力は、 MPa を上回る MPa 以上とする。

B-ディーゼル燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の吐出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 MPa 以上とする。

公称値については、 0.5MPa とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するB-ディーゼル燃料移送ポンプの最高使用圧力は、B-ディーゼル燃料移送ポンプの全圧力 MPa を上回る圧力とし、0.98MPa とする。

B-ディーゼル燃料移送ポンプを重大事故等において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、0.98MPa とする。

【設定根拠】(続き)

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する B-ディーゼル燃料移送ポンプの最高使用温度は、主配管「B-ディーゼル燃料貯蔵タンク～B-ディーゼル燃料移送ポンプ」の最高使用温度に合わせ、40℃とする。

B-ディーゼル燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、40℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する B-ディーゼル燃料移送ポンプの原動機出力は、下記の式により、ポンプの軸動力を考慮して決定する。

$$P_u = \frac{10^3}{60} \cdot Q \cdot p$$

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

(引用文献：日本産業規格 J I S B 8 3 1 2 (2002)

「歯車ポンプ及びねじポンプー試験方法」)

$$P = \frac{10^3 \cdot Q \cdot p}{60 \cdot \eta} \cdot 100$$

P : 軸動力 (kW)

P_u : 水動力 (kW)

p : 全圧力 (=吐出圧力-吸込圧力) (MPa) =

Q : 吐出し量 (m³/min) = (= m³/h)

η : ポンプ効率 (%) =

$$P = \frac{10^3 \times \text{} \times \text{}}{60 \times \text{}} \times 100 = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記から、B-ディーゼル燃料移送ポンプの原動機出力は、軸動力 kW を上回る出力とし、2.2kW/個とする。

B-ディーゼル燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、2.2kW/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

6. 個数の設定根拠

B-ディーゼル燃料移送ポンプ（原動機含む。）は，設計基準対象施設としてB-ディーゼル燃料貯蔵タンクからB-ディーゼル燃料デイトンクに燃料を移送するために必要な個数である1個設置する。

B-ディーゼル燃料移送ポンプは，設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称	A-ディーゼル燃料貯蔵タンク	
容 量	kl/個	□以上 (170)
最 高 使 用 圧 力	MPa	静水頭
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>A-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準対象施設として7日間の外部電源喪失を仮定しても、A-非常用ディーゼル発電設備の連続運転により必要となる電力を供給できるよう、燃料を貯蔵するために設置する。</p> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（非常用ディーゼル発電設備）として使用するA-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、以下の機能を有する。</p> <p>A-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するA-非常用ディーゼル発電設備の燃料を貯蔵するために設置する。</p> <p>系統構成は、A-非常用ディーゼル発電設備へA-ディーゼル燃料貯蔵タンクからA-ディーゼル燃料移送ポンプを用いて燃料を供給できる設計とする。</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧発電機車、可搬式窒素供給装置用発電設備）として使用するA-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、以下の機能を有する。</p> <p>A-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する高圧発電機車及び可搬式窒素供給装置用発電設備の燃料を貯蔵するために設置する。</p> <p>系統構成は、A-ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリを使用し、高圧発電機車及び可搬式窒素供給装置用発電設備へ燃料を供給できる設計とする。</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち補機駆動用燃料設備として使用するA-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、以下の機能を有する。</p> 		

【設 定 根 拠】（続き）

A-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な設備の補機駆動用燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、A-ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリを使用し、大量送水車付燃料タンク、大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉補機代替冷却系用）及び大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉建物放水設備用）へ燃料を供給できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用するA-ディーゼル燃料貯蔵タンクの容量は、設計基準事故に対処するためにA-非常用ディーゼル発電設備が定格で7日間連続運転可能な容量、試験で使用する容量及び無効容量を基に設定する。

- ① A-非常用ディーゼル発電設備を定格で7日間運転可能な容量 : kℓ
- ② 試験で使用する容量 : kℓ
- ③ 無効容量 : kℓ
- ④ 合計 : kℓ

上記から、設計基準対象施設として使用する A-ディーゼル燃料貯蔵タンクの必要容量は、 kℓ/個以上とする。

重大事故等対処設備として使用するA-ディーゼル燃料貯蔵タンクの容量は、必要な各機器を7日間運転継続可能な容量を基に設定する。

有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において想定した事故シーケンスにおいて、A-ディーゼル燃料貯蔵タンクの燃料消費量が最大となる「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」、「LOCA時注水機能喪失」、「想定事故1」又は「想定事故2」であり、使用機器及び燃料消費量を下表に示す。

下表より、使用機器の7日間運転継続に必要な燃料は、711.3kℓとなる。

以上より、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料貯蔵タンクの合計容量は、7日間運転継続した場合に必要な燃料である711.3kℓを上回る730kℓとする。なおA-ディーゼル燃料貯蔵タンクの容量については、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク2個から供給することから設計基準対象施設の必要容量と同じ kℓ/個以上とする。

公称値については、要求される容量 kℓを上回る170kℓ/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

想定した事故シーケンスの使用機器及び燃料消費量

使用機器	①個数 (個)	②燃料消費率 (kl/h)	①×②×168 時間 燃料消費量 (kl/168 時間)
大量送水車	1	0.0677* ²	11.4
非常用ディーゼル発電機* ¹	2	<input type="text"/> * ³	<input type="text"/>
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機* ¹	1	<input type="text"/> * ³	<input type="text"/>
計			711.3

注記*1：A-ディーゼル燃料タンクの容量は保守的に考慮せず，A-ディーゼル燃料貯蔵タンク，B-ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料貯蔵タンクから供給される燃料のみ考慮し評価を行う。

*2：大量送水車の燃料消費率は，取水用ポンプと送水用ポンプの定格運転における燃料消費率の合計

*3：定格運転における燃料消費率

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するA-ディーゼル燃料貯蔵タンクの最高使用圧力は，A-ディーゼル燃料貯蔵タンクが開放型タンクであることから，静水頭とする。

A-ディーゼル燃料貯蔵タンクを重大事故等時において使用する場合の圧力は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計し，静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するA-ディーゼル燃料貯蔵タンクの最高使用温度は，A-ディーゼル燃料貯蔵タンクが開放型タンクであることから，外気の温度*⁴を上回る40℃とする。

A-ディーゼル燃料貯蔵タンクを重大事故等で使用する場合の最高使用温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計し，40℃とする。

注記*4：外気の温度は，松江市の過去最高気温（38.5℃）とする。

4. 個数の設定根拠

A-ディーゼル燃料貯蔵タンクは，設計基準対象施設としてA-非常用ディーゼル発電設備が定格で7日間連続運転可能な燃料を貯蔵するために必要なものを2個設置する。

重大事故等時に使用するA-ディーゼル燃料貯蔵タンクは，設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称	B-ディーゼル燃料貯蔵タンク	
容 量	kl/個	□以上 (104)
最 高 使 用 圧 力	MPa	静水頭
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 B-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準対象施設として7日間の外部電源喪失を仮定しても、B-非常用ディーゼル発電設備の連続運転により必要となる電力を供給できるよう、燃料を貯蔵するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（非常用ディーゼル発電設備）として使用するB-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、以下の機能を有する。 B-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するB-非常用ディーゼル発電設備の燃料を貯蔵するために設置する。 系統構成は、B-非常用ディーゼル発電設備へB-ディーゼル燃料貯蔵タンクからB-ディーゼル燃料移送ポンプを用いて燃料を供給できる設計とする。 重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧発電機車、可搬式窒素供給装置用発電設備）として使用するB-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、以下の機能を有する。 B-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する高圧発電機車及び可搬式窒素供給装置用発電設備の燃料を貯蔵するために設置する。 系統構成は、B-ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリを使用し、高圧発電機車及び可搬式窒素供給装置用発電設備へ燃料を供給できる設計とする。 		

【設 定 根 拠】（続き）

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち補機駆動用燃料設備として使用するB-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、以下の機能を有する。

B-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な設備の補機駆動用燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、B-ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリを使用し、大量送水車付燃料タンク、大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉補機代替冷却系用）及び大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉建物放水設備用）へ燃料を供給できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用するB-ディーゼル燃料貯蔵タンクの容量は、設計基準事故に対処するためにB-非常用ディーゼル発電設備が定格で7日間連続運転可能な容量、試験で使用する容量及び無効容量を基に設定する。

① B-非常用ディーゼル発電設備を定格で7日間運転可能な容量	:	<input type="text"/>	kl
② 試験で使用する容量	:	<input type="text"/>	kl
③ 無効容量	:	<input type="text"/>	kl
④ 合計	:	<input type="text"/>	kl

上記から、設計基準対象施設として使用する B-ディーゼル燃料貯蔵タンクの必要容量は、kl/個以上とする。

重大事故等対処設備として使用するB-ディーゼル燃料貯蔵タンクの容量は、必要な各機器を7日間連続運転可能な容量を基に設定する。

有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において想定した事故シーケンスで、B-ディーゼル燃料貯蔵タンクの燃料消費量が最大となる「高圧・低圧注水機能喪失」、 「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」、「LOCA時注水機能喪失」、「想定事故1」又は「想定事故2」であり、使用機器及び燃料消費量を下表に示す。

【設定根拠】（続き）

下表より、使用機器の7日間運転継続に必要な燃料は、711.3kℓとなる。

以上より、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料貯蔵タンクの合計容量は、7日間運転継続した場合に必要な燃料である711.3kℓを上回る730kℓとする。なおB-ディーゼル燃料貯蔵タンクの容量については、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク3個から供給することから設計基準対象施設の必要容量と同じ□kℓ/個以上とする。

公称値については、要求される容量□kℓを上回る104kℓ/個とする。

想定した事故シーケンスの使用機器及び燃料消費量

使用機器	①個数 (個)	②燃料消費率 (kℓ/h)	①×②×168時間 燃料消費量 (kℓ/168時間)
大量送水車	1	0.0677*2	11.4
非常用ディーゼル発電機*1	2	□*3	□
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機*1	1	□*3	□
計			711.3

注記*1：B-ディーゼル燃料タンクの容量は保守的に考慮せず、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料貯蔵タンクから供給される燃料のみ考慮し評価を行う。

*2：大量送水車の燃料消費率は、取水用ポンプと送水用ポンプの定格運転における燃料消費率の合計

*3：定格運転における燃料消費率

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するB-ディーゼル燃料貯蔵タンクの最高使用圧力は、B-ディーゼル燃料貯蔵タンクが開放型タンクであることから、静水頭とする。

B-ディーゼル燃料貯蔵タンクを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、静水頭とする。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するB-ディーゼル燃料貯蔵タンクの最高使用温度は、B-ディーゼル燃料貯蔵タンクが開放型タンクであることから、外気の温度*4を上回る40℃とする。

B-ディーゼル燃料貯蔵タンクを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、40℃とする。

注記*4：外気の温度は、松江市の過去最高気温(38.5℃)とする。

4. 個数の設定根拠

B-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準対象施設としてB-非常用ディーゼル発電設備が定格で7日間連続運転可能な燃料を貯蔵するために必要なものを3個設置する。

重大事故等時に使用するB-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準対象施設として3個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称	A-ディーゼル燃料貯蔵タンク ～ A-ディーゼル燃料移送ポンプ	
最高使用圧力	MPa	静水頭 / 0.98
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3 / 60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-ディーゼル燃料貯蔵タンクからA-ディーゼル燃料移送ポンプまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-ディーゼル燃料貯蔵タンクの燃料をA-ディーゼル燃料移送ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-ディーゼル燃料貯蔵タンクの燃料をA-ディーゼル燃料移送ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1， P 2， 最高使用温度の設定根拠をT 1， 外径の設定根拠をD 1， D 2， D 3として下記に示す。</p> <p>非常用ディーゼル発電設備主配管の設計仕様を表2.1.1-1 非常用ディーゼル発電設備主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 静水頭</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、A-ディーゼル燃料貯蔵タンクの最高使用圧力に合わせ、静水頭とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、静水頭とする。</p> <p><u>P 2 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 2は、A-ディーゼル燃料移送ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40℃

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、屋外で使用する設備であることから、外気の温度*1を上回る 40℃とする。

注記*1：外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5℃）とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、40℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を設計基準対象施設として使用する場合は、A-ディーゼル燃料貯蔵タンクから供給される燃料は油であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、76.3mm、60.5mm とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同じ 76.3mm、60.5mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	76.3	7.0	65	0.00305	□*2	□	□
D 2	76.3	5.2	65	0.00341	□*2	□	□
D 3	60.5	5.5	50	0.00192	□*2	□	□

注記*2：A-ディーゼル燃料移送ポンプの定格流量

名 称	A-ディーゼル燃料移送ポンプ ～ A-ディーゼル燃料デイトンク	
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	48.6 / 60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-ディーゼル燃料移送ポンプからA-ディーゼル燃料デイトンクまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-ディーゼル燃料移送ポンプよりA-ディーゼル燃料デイトンクに燃料を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-ディーゼル燃料移送ポンプよりA-ディーゼル燃料デイトンクに燃料を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 4，D 3として下記に示す。</p> <p>非常用ディーゼル発電設備主配管の設計仕様を表2.1.1-1 非常用ディーゼル発電設備主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 2は、A-ディーゼル燃料移送ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40℃

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、屋外で使用する設備であることから、外気の温度*1を上回る 40℃とする。

注記*1：外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5℃）とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、40℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を設計基準対象施設として使用する場合の外径は、A-ディーゼル燃料貯蔵タンクから供給される燃料は油であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、48.6mm, 60.5mm とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同じ 48.6mm, 60.5mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	48.6	5.1	40	0.00116	□*2	□	□
D 3	60.5	5.5	50	0.00192	□*2	□	□

注記*2：A-ディーゼル燃料移送ポンプの定格流量

名 称		B-ディーゼル燃料貯蔵タンク ～ B-ディーゼル燃料移送ポンプ
最高使用圧力	MPa	静水頭 / 0.98
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-ディーゼル燃料貯蔵タンクからB-ディーゼル燃料移送ポンプまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-ディーゼル燃料貯蔵タンクの燃料をB-ディーゼル燃料移送ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-ディーゼル燃料貯蔵タンクの燃料をB-ディーゼル燃料移送ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1， P 2， 最高使用温度の設定根拠をT 1， 外径の設定根拠をD 2として下記に示す。</p> <p>非常用ディーゼル発電設備主配管の設計仕様を表2.1.1-1 非常用ディーゼル発電設備主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1：静水頭</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、B-ディーゼル燃料貯蔵タンクの最高使用圧力に合わせ、静水頭とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、静水頭とする。</p> <p><u>P 2：0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 2は、B-ディーゼル燃料移送ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPaとする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40℃

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、屋外で使用する設備であることから、外気の温度*1を上回る 40℃とする。

注記*1：外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5℃）とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、40℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を設計基準対象施設として使用する場合は、B-ディーゼル燃料貯蔵タンクから供給される燃料は油であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、76.3mm とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同じ 76.3mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	76.3	5.2	65	0.00341	□*2	□	□

注記*2：B-ディーゼル燃料移送ポンプの定格流量

名 称	B-ディーゼル燃料移送ポンプ ～ B-ディーゼル燃料デイトンク	
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-ディーゼル燃料移送ポンプからB-ディーゼル燃料デイトンクまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-ディーゼル燃料移送ポンプよりB-ディーゼル燃料デイトンクに燃料を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-ディーゼル燃料移送ポンプよりB-ディーゼル燃料デイトンクに燃料を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 3として下記に示す。</p> <p>非常用ディーゼル発電設備主配管の設計仕様を表2.1.1-1 非常用ディーゼル発電設備主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 2は、B-ディーゼル燃料移送ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40℃

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、屋外で使用する設備であることから、外気の温度*1を上回る 40℃とする。

注記*1：外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5℃）とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、40℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を設計基準対象施設として使用する場合は、B-ディーゼル燃料貯蔵タンクから供給される燃料は油であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、60.5mm とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同じ 60.5mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	60.5	5.5	50	0.00192	□*2	□	□

注記*2：B-ディーゼル燃料移送ポンプの定格流量

表 2.1.1-1 非常用ディーゼル発電設備主配管の設計仕様表

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
非常用 ディーゼル 発電設備	A-ディーゼル燃料貯蔵タンク ～	静水頭	P 1	40	T 1	76.3	D 1
	A-ディーゼル燃料移送ポンプ	0.98	P 2			76.3	D 2
						60.5	D 3
	A-ディーゼル燃料移送ポンプ ～	0.98	P 2	40	T 1	48.6	D 4
	A-ディーゼル燃料デイタンク					60.5	D 3
						60.5	D 3
	B-ディーゼル燃料貯蔵タンク ～	静水頭	P 1	40	T 1	76.3	D 2
	B-ディーゼル燃料移送ポンプ	0.98	P 2			76.3	D 2
	B-ディーゼル燃料移送ポンプ ～	0.98	P 2	40	T 1	60.5	D 3
	B-ディーゼル燃料デイタンク					60.5	D 3

S2 補 VI-1-1-5-8-1 R1

名	称	発電機
容	量	kVA/個
個	数	—
2 (ディーゼル機関 1 個につき 1)		
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>発電機は、設計基準対象施設として設計基準事故時に発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置の機能を維持するため、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために必要な電力を供給し、工学的安全施設等の設備が必要とする電源が所定の時間内に所定の電圧に到達し、継続的に電力を供給するために設置する。</p> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（非常用ディーゼル発電設備）として使用する発電機は、以下の機能を有する。</p> <p>発電機は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>発電機は、重大事故等対処設備へ給電できる設計とする。</p> <ol style="list-style-type: none"> 容量の設定根拠 <p>発電機の容量に関しては、添付書類VI-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて説明する。</p> 個数の設定根拠 <p>発電機は、設計基準対象施設として工学的安全施設等の設備が必要とする電力を供給するために必要な個数である各系列に 1 個とし、合計 2 個（ディーゼル機関 1 個につき 1 個）設置する。</p> <p>発電機は、設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p> 		

名	称	励磁装置
容	量	kW/個
個	数	—
		2 (発電機 1 個につき 1)
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>励磁装置は、設計基準対象施設として設計基準事故時に発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置の機能を維持するため、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために必要な電力を供給し、工学的安全施設等の設備が必要とする電源が所定の時間内に所定の電圧に到達し、継続的に電力を供給する発電機を励磁するために設置する。</p> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（非常用ディーゼル発電設備）として使用する励磁装置は、以下の機能を有する。</p> <p>励磁装置は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する発電機を励磁するために設置する。</p> <p>励磁装置は、重大事故等対処設備へ給電する発電機を励磁できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>設計基準事故時に使用する励磁装置の容量は、発電機メーカーによる開発段階で、50kWの容量であれば、発電機の励磁に関して、性能上問題ないことを確認している。</p> <p>以上より、励磁装置の容量は50kW/個とする。</p> <p>励磁装置を重大事故等に使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、50kW/個とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>励磁装置は、設計基準対象施設として発電機を励磁するために必要な個数である発電機 1 個につき 1 個とし、合計 2 個設置する。</p> <p>励磁装置は、設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

2.1.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備

名	称	ディーゼル機関
機 関 個 数	—	1
過 給 機 個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の一部であるディーゼル機関は，設計基準対象施設として，設計基準事故時に発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置の機能を維持するため，運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設である高圧炉心スプレイ系がその機能を確保するために必要な電力を供給し，高圧炉心スプレイ系が必要とする電源が所定の時間内に所定の電圧に到達し，継続的に電力を供給する高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を運転するために設置する。</p> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に，その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備）として使用するディーゼル機関は，以下の機能を有する。</p> <p>ディーゼル機関は，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するため，必要な電力を確保するために必要な発電機を駆動するために設置する。</p> <p>系統構成は，ディーゼル機関の出力を発電機へ供給し，必要な設備に電力を供給する高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を運転できる設計とする。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>1.1 機関個数</p> <p>ディーゼル機関は，設計基準対象施設として工学的安全施設等の設備が必要とする電力を供給するために必要な個数である1個設置する。</p> <p>重大事故等時に使用するディーゼル機関は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

1.2 過給機個数

ディーゼル機関の過給機は，設計基準対象施設として高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を運転する機関に必要な個数であるディーゼル機関 1 個につき 2 個とし，合計 2 個設置する。

重大事故等時に使用するディーゼル機関の過給機は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	冷却水ポンプ
容	量	m ³ /h/個 <input type="text"/> 以上 (<input type="text"/>)
個	数	— 1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 冷却水ポンプは、設計基準対象施設として高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備のうち、ディーゼル機関（シリンダ部）を直接冷却する冷却水設備であり、ディーゼル機関運転時に燃料の燃焼により発熱するディーゼル機関高温部への冷却水を確保するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備）として使用する冷却水ポンプは、以下の機能を有する。 冷却水ポンプは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するために必要な設備に電力を供給するディーゼル機関を冷却するために設置する。 系統構成は、冷却水ポンプにて冷却水をディーゼル機関（シリンダ部）へ供給し、シリンダ部を直接冷却できる設計とする。 <p>1. 容量の設定根拠 設計基準対象施設として使用する冷却水ポンプの容量は、定格出力運転時のディーゼル機関からの放熱量に対しディーゼル機関出入口の冷却水温度差を <input type="text"/>℃以下に保てる容量とする。 冷却水ポンプの必要容量は、下記のように求める。</p>		

【設定根拠】(続き)

$$Q = L \cdot 10^3 / C_p / \Delta_T / \rho$$

H_D : 機関定格出力 [理想値] 時の冷却水放熱量 (MJ/h) = (基本仕様より)

v_T : 機関定格出力 [理想値] 時の冷却水放熱量に対する熱負荷率 (%) =
(メーカー実績より)

L : 熱負荷 (MJ/h) = $H_D \times v_T =$

C_p : 冷却水 (出口最低温度: 80°C) の比熱 (kJ/(kg·K)) = 4.190

Δ_T : 出入口温度差 (K) =

ρ : 冷却水 (出口最低温度: 80°C) の密度 (kg/m³) = 971.8

Q : 必要容量 (m³/h)

$$Q = \frac{\text{}{4.190 \times \text{}}}{971.8} = \frac{\text{}}{\text{}} \text{ m}^3/\text{h}$$

以上より, 冷却水ポンプの容量は, m³/h を上回るものとし, m³/h/個以上とする。

冷却水ポンプを重大事故等時において使用する場合は, 設計基準対象施設と同様な使用方法であるため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し, m³/h/個以上とする。

公称値については, 要求される容量と同じ m³/h/個とする。

2. 個数の設定根拠

冷却水ポンプは, 設計基準対象施設として, ディーゼル機関に冷却水を供給するために必要な個数である 1 個設置する。

重大事故等時に使用する冷却水ポンプは, 設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	空気だめ
容 量	m ³ /個	3.4 以上 (4)
最 高 使 用 圧 力	MPa	3.24
最 高 使 用 温 度	℃	100
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 空気だめは、ディーゼル機関始動が 5 回可能な圧縮空気を蓄えるために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備）として使用する空気だめは、以下の機能を有する。 空気だめは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するために必要な設備に電力を供給するディーゼル機関始動を可能とするために設置する。 系統構成は、空気だめにディーゼル機関を始動できる圧力及び容量の圧縮空気を貯蔵し、始動時にディーゼル機関へ始動空気を送ることができる設計とする。 <p>1. 容量の設定根拠 設計基準対象施設として使用する空気だめの容量は、次の条件のいずれも満たすことのできる容量とする。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1 回目の始動空気圧力 <input type="text"/> MPa から、5 回起動可能とする。 上記の 5 回起動のうち、少なくとも 2 回は、<input type="text"/> 秒以内に機関定格回転数に到達可能とする。 <input type="text"/> 秒間（起動渋滞時間）のエアラン後 1 回起動可能とする。 <p>上記の条件を満足する空気だめの必要容量は、下記のように求める。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

1.1 条件(2)を満足する容量

i 回目 ($i \geq 2$) の始動空気圧力 P_i は次式で表される。

$$P_i = \boxed{\hspace{15em}} \dots (1.1)$$

I_t : 全慣性モーメント ($\text{kg}\cdot\text{m}^2$) = $\boxed{\hspace{2em}}$

Z : シリンダ数 = $\boxed{\hspace{1em}}$

g : 重力加速度 (m/s^2) = 9.80665

P_1 : 1 回目の始動空気圧力 (MPa) = $\boxed{\hspace{2em}}$

P_2 : 2 回目の始動空気圧力 (MPa)

V : 必要空気だめ容量 (m^3) = 1.2

$$P_2 = \boxed{\hspace{15em}}$$

$$= \boxed{\hspace{2em}} \text{MPa}$$

メーカー実績より、始動空気圧力が $\boxed{\hspace{2em}}$ MPa 以上であれば $\boxed{\hspace{2em}}$ 秒以内に機関定格回転に到達する。

よって、1 回目及び 2 回目で機関定格回転に到達できることから、条件(2)を満たす容量は 1.2m^3 となる。

1.2 条件(3)を満足する容量

空気だめ圧力が断熱的に変化するものとし、始動弁をノズルとみなすと、始動空気投入時間 t と、始動空気投入前後の空気だめ圧力 P_1 、 P_2 との間には次式が成り立つ。

$$P_2 = \left[1 + \frac{1}{2} \cdot (\kappa - 1) \cdot \sqrt{\kappa \cdot R \cdot T} \cdot \mu \cdot \frac{f}{V} \cdot \phi \cdot t \right]^{2 \cdot \kappa / (1 - \kappa)} \cdot P_1$$

P_1 : 始動空気投入前の空気だめ圧力 (MPa [abs]) = $\boxed{\hspace{2em}}$

P_2 : 始動空気投入後の空気だめ圧力 (MPa [abs])

κ : 比熱比 = 1.4

R : 空気のガス定数 ($\text{J}/\text{kg}\cdot\text{K}$) = 287.040

T : 空気の温度 (K) = 318

μ : ノズルの流量係数 = $\boxed{\hspace{1em}}$

【設定根拠】(続き)

f : 始動弁啓開面積 (m²) =

t : 始動空気投入時間 (s) =

φ : ノズルの流れに関する定数 =

V : 必要空気だめ容量 (m³) = 3.4

$$P_2 = \left[1 + \frac{1}{2} \times (1.4 - 1) \times \sqrt{1.4 \times 287.040 \times 318} \times \text{} \times \frac{\text{>}}{3.4} \right. \\ \left. \times \text{} \times \text{>} \right]^{2 \times 1.4 / (1 - 1.4)} \times \text{>} \\ = \text{>} \text{ MPa}$$

メーカー実績より、始動空気圧力は MPa 以上であれば十分起動可能である。
よって、条件(3)を満たす容量は 3.4m³ となる。

1.3 条件(1)を満足する容量

1.1 及び 1.2 より、空気だめの条件(2)、(3)を満足する容量は、3.4m³ とする。

(1.1)式を用いて、 $P_1 = \text{>}$ MPa、 $V = 3.4\text{m}^3$ を代入し順次圧力を求めると、5 回目の始動空気圧力 P_5 は

$$P_5 = \text{>} \text{ MPa}$$

メーカー実績より、始動空気圧力は MPa 以上あれば十分起動可能であることから、空気だめの容量は、3.4m³/個以上とする。

空気だめを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.4m³/個以上とする。

公称値については、3.4m³/個を上回る 4m³/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する空気だめの最高使用圧力は、空気圧縮機の最高吐出圧力である MPa を上回るものとし、3.24MPa とする。

空気だめを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.24MPa とする。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する空気だめの最高使用温度は、空気圧縮機の吐出空気温度が約 ℃であることから、これを上回るものとし、100℃とする。

空気だめを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、100℃とする。

4. 個数の設定根拠

空気だめは、設計基準対象施設としてディーゼル機関自動始動が5回可能な圧縮空気を蓄えるために必要な個数であるディーゼル機関1個当たり1個に余裕を加えた2個設置する。

重大事故等時に使用する空気だめは、設計基準対象施設としてディーゼル機関始動が5回可能な圧縮空気を蓄えるために2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	RV280-300H, RV280-301H
吹 出 圧 力	MPa	3.24
個 数	—	2 (空気だめ 1 個につき 1)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>RV280-300H 及び RV280-301H は、空気だめに設置する安全弁である。</p> <p>RV280-300H 及び RV280-301H は、設計基準対象施設として、空気だめの圧力が最高使用圧力となった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に使用する空気だめの圧力が、重大事故等時に使用する場合の使用圧力となった場合に開動作して使用圧力以下に維持する。</p> <p>1. 吹出圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する RV280-300H 及び RV280-301H の吹出圧力は、空気だめの最高使用圧力と同じ 3.24MPa とする。</p> <p>RV280-300H 及び RV280-301H を重大事故等で使用する場合の吹出圧力は、重大事故等時における空気だめの使用圧力と同じ 3.24MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>RV280-300H 及び RV280-301H は、設計基準対象施設として空気だめの圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である空気だめ 1 個につき 1 個とし、合計 2 個設置する。</p> <p>重大事故等時に使用する RV280-300H 及び RV280-301H は、設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名 称	ディーゼル燃料デイトンク	
容 量	m ³ /個	9 以上 (9)
最 高 使 用 圧 力	MPa	静水頭
最 高 使 用 温 度	℃	45
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 ディーゼル燃料デイトンクは、ディーゼル燃料貯蔵タンクから供給された燃料を貯蔵するとともに、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の連続運転に必要な燃料を確保するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備）として使用するディーゼル燃料デイトンクは、以下の機能を有する。 ディーゼル燃料デイトンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するために必要な設備に電力を供給するディーゼル機関の連続運転可能とするために設置する。 系統構成は、ディーゼル燃料貯蔵タンクより供給された燃料を貯蔵し、ディーゼル機関の連続運転に必要な燃料を供給できる設計とする。 <p>1. 容量の設定根拠 設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料デイトンクの容量は、ディーゼル機関定格出力で8時間の連続運転が可能な容量とする。 上記の条件を満足するディーゼル燃料デイトンクの必要容量は、下記のように求める。</p> $V = \frac{N \cdot c \cdot H}{\gamma} + D$ <p>V : ディーゼル燃料デイトンク必要容量 (m³) N : 機関定格出力 (kW) = 3480 c : 燃料消費率 (kg/kW・h) = <input type="text"/> H : 連続運転時間 (h) = <input type="text"/> γ : 燃料の密度 (kg/m³) = <input type="text"/> (設計値) D : ディーゼル燃料デイトンク無効容量 (m³) = <input type="text"/></p>		

【設定根拠】(続き)

$$V = \frac{3480 \times \square}{\square} + \square = 7.703 \approx 7.71\text{m}^3$$

以上により、ディーゼル燃料デイトンクの容量は、 $7.71\text{m}^3/\text{個}$ を上回る容量として $9\text{m}^3/\text{個}$ 以上とする。

ディーゼル燃料デイトンクを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 $9\text{m}^3/\text{個}$ 以上とする。

公称値については、要求される容量と同じである $9\text{m}^3/\text{個}$ とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料デイトンクの最高使用圧力は、ディーゼル燃料デイトンクが開放型タンクであることから、静水頭とする。

ディーゼル燃料デイトンクを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料デイトンクの最高使用温度は、ディーゼル発電設備室内設計条件の最高温度と同じ 45°C とする。

ディーゼル燃料デイトンクを重大事故等で使用する場合は、重大事故等時におけるディーゼル発電設備室内設計条件の最高温度と同じ 45°C とする。

4. 個数の設定根拠

ディーゼル燃料デイトンクは、設計基準対象施設としてディーゼル機関の連続運転に必要な燃料を貯蔵し、供給するために必要な個数である 1 個設置する。

重大事故等時に使用するディーゼル燃料デイトンクは、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称	ディーゼル燃料移送ポンプ	
容 量	m ³ /h/個	□以上 (4.0)
吐 出 圧 力	MPa	□以上 (0.5)
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.98
最 高 使 用 温 度	℃	40
原 動 機 出 力	kW/個	2.2
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 ディーゼル燃料移送ポンプは、設計基準対象施設としてディーゼル燃料貯蔵タンクからディーゼル燃料デイトンクに燃料を移送するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備）として使用するディーゼル燃料移送ポンプは、以下の機能を有する。 ディーゼル燃料移送ポンプは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備へディーゼル燃料貯蔵タンクの燃料を移送するために設置する。 系統構成は、ディーゼル燃料貯蔵タンクからディーゼル燃料移送ポンプを用いて、重大事故等対処設備へ給電する高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の燃料をディーゼル燃料デイトンクへ移送できる設計とする。 		

【設定根拠】(続き)

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料移送ポンプの容量は、ディーゼル機関定格出力運転時の燃料消費量以上を供給可能な容量としている。

上記の条件を満足するディーゼル燃料移送ポンプの必要容量は、下記のように求める。

$$Q = \frac{N \cdot c}{\gamma}$$

Q : ディーゼル燃料移送ポンプ必要容量 (m³/h)

N : 機関定格出力 (kW) =

c : 燃料消費率 (kg/kW・h) =

これにマージン 3% を考慮し、c = kg/kW・h とする。

γ : 燃料の密度 (kg/m³) = (設計値)

$$Q = \frac{\text{} \times \text{}}{\text{}} = \text{} \div \text{} \text{ m}^3/\text{h}$$

上記から、ディーゼル燃料移送ポンプの容量は m³/h となるが、供給能力に十分余裕をみて必要容量の 2 倍の容量である m³/h × 2 = m³/h を上回る容量として、 m³/h/個以上とする。

ディーゼル燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様な使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m³/h/個以上とする。

公称値については、 4.0 m³/h/個とする。

【設定根拠】(続き)

2. 吐出圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料移送ポンプの吐出圧力は、ディーゼル燃料移送ポンプからディーゼル燃料デイトンクに燃料を移送するときの供給源と移送先の差圧、静水頭、配管・機器圧力損失を基に設定する。

- ① 供給源と移送先との差圧 : 0MPa (ともに大気圧のため)
- ② 供給源から移送先までの静水頭 : MPa
- $\text{} \times \text{} \times 9.80665 \times 10^{-6} = \text{} \div \text{} = \text{} \text{ MPa}$
- m : ディーゼル燃料貯蔵タンク最低油位 EL ~ ディーゼル燃料デイトンク天面 EL
- kg/m³ : 燃料の密度 (設計値)
- ③ 配管・機器圧力損失 : MPa
- 機器圧力損失 : MPa
- 配管・弁類圧力損失 : MPa
-
- 合計 : MPa
- ④ ①~③の合計 : MPa

上記から、ディーゼル燃料移送ポンプの吐出圧力は、 MPa を上回る MPa 以上とする。

ディーゼル燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の吐出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 MPa 以上とする。

公称値については、 0.5MPa とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料移送ポンプの最高使用圧力は、ディーゼル燃料移送ポンプの全圧力 MPa を上回る圧力とし、0.98MPa とする。

ディーゼル燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、0.98MPa とする。

【設定根拠】(続き)

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料移送ポンプの最高使用温度は、主配管「高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンク～高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ」の最高使用温度に合わせ、40℃とする。

ディーゼル燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、40℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料移送ポンプの原動機出力は、下記の式により、ポンプの軸動力を考慮して決定する。

$$P_u = \frac{10^3}{60} \cdot Q \cdot p$$

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

(引用文献：日本産業規格 J I S B 8 3 1 2 (2002)

「歯車ポンプ及びねじポンプー試験方法」)

$$P = \frac{10^3 \cdot Q \cdot p}{60 \cdot \eta} \cdot 100$$

P : 軸動力 (kW)

P_u : 水動力 (kW)

p : 全圧力 (=吐出圧力-吸込圧力) (MPa) =

Q : 吐出し量 (m³/min) = (= m³/h)

η : ポンプ効率 (%) =

$$P = \frac{10^3 \times \text{} \times \text{}}{60 \times \text{}} \times 100 = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

以上から、ディーゼル燃料移送ポンプの原動機出力は、軸動力 kW を上回る出力とし、2.2kW/個とする。

ディーゼル燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様な使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、2.2kW/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

6. 個数の設定根拠

ディーゼル燃料移送ポンプ（原動機含む。）は，設計基準対象施設としてディーゼル燃料貯蔵タンクからディーゼル燃料デイタンクに燃料を移送するために必要な個数である 1 個設置する。

ディーゼル燃料移送ポンプは，設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	ディーゼル燃料貯蔵タンク
容 量	kl/個	□以上 (170)
最 高 使 用 圧 力	MPa	静水頭
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準対象施設として7日間の外部電源喪失を仮定しても、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の連続運転により必要となる電力を供給できるよう、燃料を貯蔵するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備）として使用するディーゼル燃料貯蔵タンクは、以下の機能を有する。 ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の燃料を貯蔵するために設置する。 系統構成は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備へディーゼル燃料貯蔵タンクからディーゼル燃料移送ポンプを用いてディーゼル燃料タンクに燃料を供給できる設計とする。 重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧発電機車、可搬式窒素供給装置用発電設備）として使用するディーゼル燃料貯蔵タンクは、以下の機能を有する。 ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する高圧発電機車及び可搬式窒素供給装置用発電設備の燃料を貯蔵するために設置する。 系統構成は、ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリを使用し、高圧発電機車及び可搬式窒素供給装置用発電設備へ燃料を供給できる設計とする。 重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち補機駆動用燃料設備として使用するディーゼル燃料貯蔵タンクは、以下の機能を有する。 		

【設 定 根 拠】（続き）

ディーゼル燃料貯蔵タンクは、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な設備の補機駆動用燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリを使用し、大量送水車付燃料タンク、大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉補機代替冷却系用）及び大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉建物放水設備用）へ燃料を供給できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料貯蔵タンクの容量は、設計基準事故に対処するために高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備が定格で7日間連続運転可能な容量、試験で使用する容量及び無効容量を基に設定する。

- | | |
|-------------------------------------|--------|
| ① 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を定格で7日間運転可能な容量： | □ kℓ |
| ② 試験で使用する容量 | ： □ kℓ |
| ③ 無効容量 | ： □ kℓ |
| ④ 合計 | ： □ kℓ |

上記から、設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料貯蔵タンクの必要容量は、□ kℓ/個以上とする。

重大事故等対処設備として使用するディーゼル燃料貯蔵タンクの容量は、必要な各機器を7日間連続継続可能な容量を基に設定する。

有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において想定した事故シーケンスにおいて、ディーゼル燃料貯蔵タンクの燃料消費量が最大となる「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」、「LOCA時注水機能喪失」、「想定事故1」又は「想定事故2」であり、使用機器及び燃料消費量を下表に示す。

下表より、使用機器の7日間運転継続に必要な燃料は、711.3kℓとなる。

以上より、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料貯蔵タンクの合計容量は、7日間運転継続した場合に必要な燃料である711.3kℓを上回る730kℓとする。なおディーゼル燃料貯蔵タンクの容量については、ディーゼル燃料貯蔵タンク1個から供給することから設計基準対象施設の必要容量と同じ□ kℓ/個以上とする。

公称値については、要求される容量□ kℓを上回る170kℓ/個とする。

【設 定 根 拠】 (続き)

想定した事故シーケンスの使用機器及び燃料消費量

使用機器	①個数 (個)	②燃料消費率 (kl/h)	①×②×168 時間 燃料消費量 (kl/168 時間)
大量送水車	1	0.0677* ²	11.4
非常用ディーゼル発電機* ¹	2	<input type="text"/> * ³	<input type="text"/>
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機* ¹	1	<input type="text"/> * ³	<input type="text"/>
計			711.3

注記*1：ディーゼル燃料タンクの容量は保守的に考慮せず、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料貯蔵タンクから供給される燃料のみ考慮し評価を行う。

*2：大量送水車の燃料消費率は、取水用ポンプと送水用ポンプの定格運転における燃料消費率の合計

*3：定格運転における燃料消費率

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料貯蔵タンクの最高使用圧力は、ディーゼル燃料貯蔵タンクが開放型であることから、静水頭とする。

ディーゼル燃料貯蔵タンクを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料貯蔵タンクの最高使用温度は、ディーゼル燃料貯蔵タンクが開放型タンクであることから、外気の温度*⁴を上回る40℃とする。

ディーゼル燃料貯蔵タンクを重大事故等で使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、40℃とする。

注記*4：外気の温度は、松江市の過去最高気温(38.5℃)とする。

4. 個数の設定根拠

ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準対象施設として高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備が定格で7日間連続運転可能な燃料を貯蔵するために必要なものを1個設置する。

重大事故等時に使用するディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンク ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ
最高使用圧力	MPa	静水頭 / 0.98
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3 / 60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンクから高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、ディーゼル燃料貯蔵タンクの燃料をディーゼル燃料移送ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、ディーゼル燃料貯蔵タンクの燃料をディーゼル燃料移送ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、P 2、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1、D 2、D 3として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備主配管の設計仕様を表2.1.2-1 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 静水頭</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、ディーゼル燃料貯蔵タンクの最高使用圧力に合わせ、静水頭とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、静水頭とする。</p> <p><u>P 2 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 2は、ディーゼル燃料移送ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40℃

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、屋外で使用する設備であることから、外気の温度*1を上回る 40℃とする。

注記*1：外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5℃）とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、40℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を設計基準対象施設として使用する場合は、ディーゼル燃料貯蔵タンクから供給される燃料は油であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、76.3mm、60.5mm とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同じ 76.3mm、60.5mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	76.3	7.0	65	0.00305	□*2	□	□
D 2	76.3	5.2	65	0.00341	□*2	□	□
D 3	60.5	5.5	50	0.00192	□*2	□	□

注記*2：ディーゼル燃料移送ポンプの定格流量

名 称	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイタンク	
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.98
最 高 使 用 温 度	℃	40
外 径	mm	48.6 / 60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプから高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイタンクまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、ディーゼル燃料移送ポンプよりディーゼル燃料デイタンクに燃料を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、ディーゼル燃料移送ポンプよりディーゼル燃料デイタンクに燃料を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 4，D 3として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備主配管の設計仕様を表2.1.2-1 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p style="margin-left: 2em;"><u>P 2 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 2は、ディーゼル燃料移送ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40℃

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 1 は、屋外で使用する設備であることから、外気の温度*1を上回る 40℃とする。

注記*1：外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5℃）とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、40℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を設計基準対象施設として使用する場合は、ディーゼル燃料貯蔵タンクから供給される燃料は油であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、48.6mm、60.5mmとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同じ 48.6mm、60.5mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	48.6	5.1	40	0.00116	□*2	□	□
D 3	60.5	5.5	50	0.00192	□*2	□	□

注記*2：ディーゼル燃料移送ポンプの定格流量

表 2.1.2-1 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備主配管の設計仕様表

名	称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンク ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ	静水頭	P 1	40	T 1	76.3	D 1
		0.98	P 2			76.3	D 2
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料ディタンク	0.98	P 2	40	T 1	60.5	D 3
						48.6	D 4
						60.5	D 3
						60.5	D 3

名	称	発電機
容	量	kVA/個
個	数	—
		4000
		1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>発電機は、設計基準対象施設として設計基準事故時に発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置の機能を維持するため、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設である高圧炉心スプレイ系がその機能を確保するために必要な電力を供給し、高圧炉心スプレイ系が必要とする電源が所定の時間内に所定の電圧に到達し、継続的に電力を供給するために設置する。</p> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備）として使用する発電機は、以下の機能を有する。</p> <p>発電機は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>発電機は、重大事故等対処設備へ給電できる設計とする。</p> <ol style="list-style-type: none"> 容量の設定根拠 <p>発電機の容量に関しては、添付書類VI-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて説明する。</p> 個数の設定根拠 <p>発電機は、設計基準対象施設として工学的安全施設等の設備が必要とする電力を供給するために必要な個数である、1個設置する。</p> <p>発電機は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p> 		

名	称	励磁装置
容	量	kW/個
個	数	—
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>励磁装置は、設計基準対象施設として設計基準事故時に発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置の機能を維持するため、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設である高圧炉心スプレイ系がその機能を確保するために必要な電力を供給し、高圧炉心スプレイ系が必要とする電源が所定の時間内に所定の電圧に到達し、継続的に電力を供給する発電機を励磁するために設置する。</p> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備）として使用する励磁装置は、以下の機能を有する。</p> <p>励磁装置は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を供給する発電機を励磁するために設置する。</p> <p>励磁装置は、重大事故等対処設備へ給電する発電機を励磁できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>設計基準事故時に使用する励磁装置の容量は、発電機メーカーによる開発段階で、45kWの容量であれば、発電機の励磁に関して、性能上問題ないことを確認している。</p> <p>以上より、励磁装置の容量は45kW/個とする。</p> <p>励磁装置を重大事故等時に使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、45kW/個とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>励磁装置は、設計基準対象施設として発電機を励磁するために必要な個数である発電機1個につき1個設置する。</p> <p>励磁装置は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

2.1.3 ガスタービン発電機

名	称	ガスタービン発電機用ガスタービン機関
個	数	1 (予備 1)
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（ガスタービン発電機）として使用するガスタービン発電機用ガスタービン機関は、以下の機能を有する。</p> <p>ガスタービン発電機用ガスタービン機関は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するガスタービン発電機用発電機を駆動するために設置する。</p> <p>ガスタービン発電機用ガスタービン機関は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置、又はSAロードセンタ、SA1コントロールセンタ、SA2コントロールセンタへ接続することで必要な設備に電力を供給するガスタービン発電機用発電機を駆動できる設計とする。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>ガスタービン発電機用ガスタービン機関は、重大事故等対処設備として発電機を駆動するために必要な個数である1個（予備1個）設置する。</p>		

名 称	ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	
容 量	m ³ /h/個	□以上 (4.0)
吐 出 圧 力	MPa	□以上 (0.5)
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.98
最 高 使 用 温 度	°C	66
原 動 機 出 力	kW/個	3.7
個 数	—	1 (予備 1)

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（ガスタービン発電機）として使用するガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、以下の機能を有する。

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するガスタービン発電機へガスタービン発電機用軽油タンクの燃料を移送するために設置する。

系統構成は、ガスタービン発電機用サービスタンクへガスタービン発電機用軽油タンクからガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて燃料を供給できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを重大事故等時ににおいて使用する場合の容量は、ガスタービン発電機用ガスタービン機関定格出力運転時の燃料消費量以上を供給可能な容量としている。

上記の条件を満足するガスタービン発電機用燃料移送ポンプの必要容量は、下記のように求める。

$$Q = \frac{c}{1000}$$

Q：燃料移送ポンプ必要容量 (m³/h)

c：燃料消費率 (ℓ/h) = □ (公称値 2090ℓ/h + マージン □% 含む。)

$$Q = \frac{\square}{1000} = \square \div \square = \square \text{ m}^3/\text{h}$$

【設定根拠】(続き)

上記から、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の容量は、必要容量を上回るものとし、 \square m³/h/個以上とする。

公称値については、 \square 4.0m³/h/個とする。

2. 吐出圧力の設定根拠

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の吐出圧力は、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプからガスタービン発電機用サービスタンクに燃料を移送するときの供給源と移送先の差圧、静水頭、配管・機器圧力損失を基に設定する。

① 供給源と移送先との差圧 : 0MPa (ともに大気圧のため)

② 供給源から移送先までの静水頭 : \square MPa

$$\square \times \square \times 9.80665 \times 10^{-6} = \square \div \square \text{ MPa}$$

\square m : ガスタービン発電機用軽油タンク設置レベル EL \square ~ サービスタンク天面 EL \square

\square kg/m³ : 流体密度 (15°C, 軽油)

③ 配管・機器圧力損失 : \square MPa

機器圧力損失 : \square MPa

配管・弁類圧力損失 : \square MPa

合計 : \square MPa

④ ①~③の合計 : \square MPa

上記から、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの吐出圧力は、 \square MPa を上回る \square MPa 以上とする。

公称値については、 \square 0.5MPa とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの締切圧力 \square MPa を上回る圧力とし、0.98MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの最高使用温度は、ガスタービン発電機燃料移送系主配管「2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ入口ライン分岐部~2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ」及び「2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ入口ライン分岐部~予備-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ」の最高使用温度に合わせ、66°C とする。

【設定根拠】(続き)

5. 原動機出力の設定根拠

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの原動機出力は、下記の式により、ポンプの軸動力を考慮して決定する。

$$P_u = \frac{10^3}{60} \cdot Q \cdot p$$

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

(引用文献：日本産業規格 J I S B 8 3 1 2 (2002)

「歯車ポンプ及びねじポンプ—試験方法」)

$$P = \frac{10^3 \cdot Q \cdot p}{60 \cdot \eta} \cdot 100$$

P : 軸動力 (kW)

P_u : 水動力 (kW)

p : 全圧力 (=吐出圧力-吸込圧力) (MPa) =

Q : 吐出し量 (m³/min) = (= m³/h)

η : ポンプ効率 (%) =

$$P = \frac{10^3 \times \text{} \times \text{}}{60 \times \text{}} \times 100 = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記より、原動機出力は、軸動力 kW を上回る出力として 3.7kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ(原動機含む。)は、重大事故等対処設備としてガスタービン発電機用軽油タンクからガスタービン発電機まで燃料を移送するために必要な個数である 1 個(予備 1 個)設置する。

名 称	ガスタービン発電機用軽油タンク	
容 量	kl/個	□以上 (560)
最 高 使 用 圧 力	MPa	静水頭
最 高 使 用 温 度	℃	66
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（ガスタービン発電機）として使用するガスタービン発電機用軽油タンクは、以下の機能を有する。</p> <p>ガスタービン発電機用軽油タンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するガスタービン発電機の燃料を貯蔵するために設置する。</p> <p>系統構成は、ガスタービン発電機を中央制御室での操作にて速やかに起動し、2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置、又はSAロードセンタ、SA1コントロールセンタ、SA2コントロールセンタへ接続し必要な電力を供給するため、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いてガスタービン発電機用サービスタンクへ燃料を供給できる設計とする。</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧発電機車、可搬式窒素供給装置用発電設備）として使用するガスタービン発電機用軽油タンクは、以下の機能を有する。</p> <p>ガスタービン発電機用軽油タンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する高圧発電機車及び可搬式窒素供給装置用発電設備の燃料を貯蔵するために設置する。</p> <p>系統構成は、ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリを使用し、高圧発電機車及び可搬式窒素供給装置用発電設備へ燃料を供給できる設計とする。</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち補機駆動用燃料設備として使用するガスタービン発電機用軽油タンクは、以下の機能を有する。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

ガスタービン発電機用軽油タンクは、重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な設備の補機駆動用燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリを使用し、大量送水車付燃料タンク、大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉補機代替冷却系用）及び大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉建物放水設備用）へ燃料を供給できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

重大事故等対処設備として使用するガスタービン発電機用軽油タンクの容量は、必要な各機器を7日間運転継続可能な容量、試験で使用する容量及び無効容量を基に設定する。

- | | | | |
|--------------------------|---|----------------------|----|
| ① 重大事故対処設備を7日間連続運転の燃料消費量 | : | <input type="text"/> | kℓ |
| ② 試験で使用する容量 | : | <input type="text"/> | kℓ |
| ③ 無効容量 | : | <input type="text"/> | kℓ |
| ④ 合計 | : | <input type="text"/> | kℓ |

有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において想定した事故シーケンスにおいて、ガスタービン発電機用軽油タンクの燃料消費量が最大となる「霧因気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用する場合」、「水素燃焼」、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」又は「溶融炉心・コンクリート相互作用」であり、使用機器及び燃料消費量を下表に示す。

下表より、使用機器の7日間運転継続に必要な燃料は、kℓとなる。

以上より、ガスタービン発電機用軽油タンクの容量は、7日間運転継続した場合に必要な燃料であるkℓを上回るkℓとする。

公称値については、要求される容量kℓを上回る560kℓ/個とする。

【設定根拠】(続き)

想定した事故シーケンスの使用機器及び燃料消費量

使用機器	①個数 (個)	②燃料消費率 (kℓ/h)	①×②×168時間 燃料消費量 (kℓ/168時間)
大量送水車	1	0.0677* ²	11.4
ガスタービン発電機* ¹	1	<input type="text"/> * ³	<input type="text"/>
大型送水ポンプ車	1	<input type="text"/> * ³	<input type="text"/>
可搬式窒素供給装置用発電設備	1	<input type="text"/> * ³	<input type="text"/>
計			<input type="text"/>

注記*1: ガスタービン発電機用サービスタンクの容量は保守的に考慮せず, ガスタービン発電機用軽油タンクから供給される燃料のみ考慮し評価を行う。

*2: 大量送水車の燃料消費率は, 取水用ポンプと送水用ポンプの定格運転における燃料消費率の合計

*3: 定格運転における燃料消費率

2. 最高使用圧力の設定根拠

ガスタービン発電機用軽油タンクを重大事故等時において使用する場合は, ガスタービン発電機用軽油タンクが開放型タンクであることから, 静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

ガスタービン発電機用軽油タンクを重大事故等時において使用する場合は, ガスタービン発電機用軽油タンクが開放型タンクであることから, 外気の温度*⁴を上回る66℃とする。

注記*4: 外気の温度は, 松江市の過去最高気温(38.5℃)とする。

4. 個数の設定根拠

ガスタービン発電機用軽油タンクは, 重大事故等対処設備として必要な各機器が7日間運転継続可能な燃料を貯蔵するために必要なものを1個設置する。

名 称	ガスタービン発電機用サービスタンク	
容 量	m ³ /個	□以上(7.9)
最 高 使 用 圧 力	MPa	静水頭
最 高 使 用 温 度	°C	66
個 数	—	1 (予備 1)

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（ガスタービン発電機）として使用するガスタービン発電機用サービスタンクは、以下の機能を有する。

ガスタービン発電機用サービスタンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な設備に電力を供給するガスタービン発電機用ガスタービン機関の連続運転を可能とするために設置する。

系統構成は、ガスタービン発電機用軽油タンクより供給された燃料を貯蔵し、ガスタービン発電機用ガスタービン機関の連続運転に必要な燃料を供給できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

ガスタービン発電機用サービスタンクを重大事故等時において使用する場合の容量は、ガスタービン発電機用ガスタービン機関を定格出力で□時間の連続運転が可能な容量とする。

上記の条件を満足するガスタービン発電機用サービスタンクの必要容量は、下記のように求める。

$$V = C \times T$$

V：必要容量 (m³)

C：燃料消費率 (ℓ/h) = □ (公称値 2090ℓ/h+マージン □%含む。)

T：連続運転時間 (h) = □

$$V = \frac{\square}{1000} \times \square = \square \div \square$$

以上より、ガスタービン発電機用サービスタンクの容量は、□m³/個以上とする。

公称値については、要求される容量 □m³を上回る 7.9m³/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用圧力の設定根拠

ガスタービン発電機用サービスタンクを重大事故等時において使用する場合の最高使用圧力は、開放型タンクであることから、静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

ガスタービン発電機用サービスタンクを重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は、ガスタービン発電機燃料移送系主配管「2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ～2号-ガスタービン発電機用サービスタンク」及び「予備-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ～予備-ガスタービン発電機用サービスタンク」の最高使用温度に合わせ、66℃とする。

4. 個数の設定根拠

ガスタービン発電機用サービスタンクは、重大事故等対処設備としてガスタービン発電機用ガスタービン機関1個（予備1個）を駆動する燃料を貯蔵するために必要となる1個（予備1個）設置する。

名 称		ガスタービン発電機用軽油タンク ～ 2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ入口ライン 分岐部
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	60.5 / 78.2 / 76.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、ガスタービン発電機用軽油タンクと2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ入口ライン分岐部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、ガスタービン発電機の運転に必要な燃料を供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD1、D2、D3、F1として下記に示す。</p> <p>ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様を表2.1.3-1 ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P1：静水頭</u> 重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力は、ガスタービン発電機用軽油タンクの最高使用圧力に合わせ、静水頭とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T1：66℃</u> 重大事故等対処設備として使用する本配管の温度は、屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、ガスタービン発電機用軽油タンクから供給される燃料は油であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、60.5mm, 76.3mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	60.5	5.5	50	0.00192	□*	□	□
D 2	60.5	3.9	50	0.00218	□*	□	□
D 3	76.3	5.2	65	0.00341	□*	□	□

注記* : ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの設計流量

(2) 継手

F 1 : 78.2mm

伸縮継手の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名	称	2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ入口ライン 分岐部 ～ 2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
外	径	mm
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ入口ライン分岐部から2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプまでを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、ガスタービン発電機用軽油タンクの燃料を2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプにより、2号-ガスタービン発電機用サービスタンクを経由してガスタービン機関に供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD3として下記に示す。</p> <p>ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様を表2.1.3-1 ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1：静水頭</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力は、ガスタービン発電機用軽油タンクの最高使用圧力に合わせ、静水頭とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1：66℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の温度は、屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、ガスタービン発電機用軽油タンクから供給される燃料は油であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、76.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D3	76.3	5.2	65	0.00341	□*	□	□

注記* : ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの設計流量

名	称	2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ入口ライン分岐部 ～ 予備-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
外	径	mm
		76.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ入口ライン分岐部から予備-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプまでを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、ガスタービン発電機用軽油タンクの燃料を予備-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプにより、予備-ガスタービン発電機用サービスタンクを經由してガスタービン発電機用ガスタービン機関に供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD3として下記に示す。</p> <p>ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様を表2.1.3-1 ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1：静水頭</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力は、ガスタービン発電機用軽油タンクの最高使用圧力に合わせ、静水頭とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1：66℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の温度は、屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、ガスタービン発電機用軽油タンクから供給される燃料は油であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、76.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D3	76.3	5.2	65	0.00341	□*	□	□

注記* : ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの設計流量

名 称	2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ～ 2号-ガスタービン発電機用サービスタンク	
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプから2号-ガスタービン発電機用サービスタンクまでを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、ガスタービン発電機用軽油タンクの燃料を2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプにより、2号-ガスタービン発電機用サービスタンクを経由してガスタービン発電機用ガスタービン機関に供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1として下記に示す。</p> <p>ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様を表2.1.3-1 ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 0.98MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力は、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の温度は、屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、ガスタービン発電機用軽油タンクから供給される燃料は油であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、60.5mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	60.5	5.5	50	0.00192	□*	□	□

注記* : ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの設計流量

名 称		2号-ガスタービン発電機用サービスタンク ～ 2号-ガスタービン発電機用ガスタービン発電機関
最 高 使 用 圧 力	MPa	静水頭
最 高 使 用 温 度	℃	66
外 径	mm	48.6 / 42.7
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、2号-ガスタービン発電機用サービスタンクから2号-ガスタービン発電機用ガスタービン発電機関までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、ガスタービン発電機用軽油タンクの燃料を2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプにより、2号-ガスタービン発電機用サービスタンクを経由してガスタービン発電機用ガスタービン機関に供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD4、D5として下記に示す。</p> <p>ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様を表2.1.3-1 ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1：静水頭</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力は、ガスタービン発電機用サービスタンクの最高使用圧力に合わせ、静水頭とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1：66℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の温度は、屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、ガスタービン発電機用軽油タンクから供給される燃料は油であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、48.6mm, 42.7mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	48.6	5.1	40	0.00116	□*1	□	□
D 5	42.7	4.9	32	0.00085	□*2	□	□

注記*1：ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの設計流量

*2：ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの設計流量／2

名 称	予備-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ～ 予備-ガスタービン発電機用サービスタンク	
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.98
最 高 使 用 温 度	℃	66
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、予備-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプから予備-ガスタービン発電機用サービスタンクまでを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、ガスタービン発電機用軽油タンクの燃料を予備-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプにより、予備-ガスタービン発電機用サービスタンクを経由してガスタービン発電機用ガスタービン機関に供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として下記に示す。</p> <p>ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様を表2.1.3-1 ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 2 : 0.98MPa</u> 重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力は、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 66℃</u> 重大事故等対処設備として使用する本配管の温度は、屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，ガスタービン発電機用軽油タンクから供給される燃料は油であるため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管の実績に基づいた標準流速を目安に選定し，60.5mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	60.5	5.5	50	0.00192	□*	□	□

注記*：ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの設計流量

名	称	予備-ガスタービン発電機用サービスタンク ～ 予備-ガスタービン発電機用ガスタービン発電機関
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
外径	mm	48.6 / 42.7
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、予備-ガスタービン発電機用サービスタンクから予備-ガスタービン発電機用ガスタービン発電機関までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、ガスタービン発電機用軽油タンクの燃料を予備-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプにより、予備-ガスタービン発電機用サービスタンクを経由してガスタービン発電機用ガスタービン機関に供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 4，D 5として下記に示す。</p> <p>ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様を表2.1.3-1 ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 静水頭</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の圧力は、ガスタービン発電機用サービスタンクの最高使用圧力に合わせ、静水頭とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本配管の温度は、屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，ガスタービン発電機用軽油タンクから供給される燃料は油であるため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラント実績に基づいた標準流速を目安に選定し，48.6mm，42.7mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	48.6	5.1	40	0.00116	□*1	□	□
D 5	42.7	4.9	32	0.00085	□*2	□	□

注記*1：ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの設計流量

*2：ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの設計流量/2

表 2.1.3-1 ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様表(その1)

名	称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
ガスタービン 発電機	ガスタービン発電機用軽油タンク ～ 2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ入口ライン分岐部	静水頭*	P 1	66*	T 1	60.5	D 1
						60.5	D 2
						78.2	F 1
						60.5	D 1
						76.3	D 3
	2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ入口ライン分岐部 ～ 2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	静水頭*	P 1	66*	T 1	76.3	D 3
	2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ入口ライン分岐部 ～ 予備-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	静水頭*	P 1	66*	T 1	76.3	D 3
2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ～ 2号-ガスタービン発電機用サービスタンク	0.98*	P 2	66*	T 1	60.5	D 1	
2号-ガスタービン発電機用サービスタンク ～ 2号-ガスタービン発電機用ガスタービン発電機関	静水頭*	P 1	66*	T 1	48.6	D 4	
42.7					D 5		

注記*：重大事故等時における使用時の値

表 2.1.3-1 ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様表(その2)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
ガ ス ター ビ ン 発 電 機	予備-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ～ 予備-ガスタービン発電機用サービスタンク	0.98*	P 2	66*	T 1	60.5	D 1
	予備-ガスタービン発電機用サービスタンク ～ 予備-ガスタービン発電機用ガスタービン発電機関	静水頭*	P 1	66*	T 1	48.6	D 4
						42.7	D 5

注記*：重大事故等時における使用時の値

名	称	ガスタービン発電機用発電機
容	量	kVA/個
個	数	—
		6000
		1 (予備 1)
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（ガスタービン発電機）として使用するガスタービン発電機用発電機は、以下の機能を有する。</p> <p>ガスタービン発電機用発電機は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>ガスタービン発電機用発電機は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置、又はSAロードセンタ、SA1コントロールセンタ、SA2コントロールセンタへ接続することで必要な設備に電力を供給できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ガスタービン発電機用発電機を重大事故等時に使用する場合の容量に関しては、添付書類VI-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて説明する。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>ガスタービン発電機用発電機は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である1個（予備1個）を設置する。</p>		

名	称	ガスタービン発電機用励磁装置
容	量	kW/個
個	数	—
		50
		1 (予備 1)
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（ガスタービン発電機）として使用するガスタービン発電機用励磁装置は、以下の機能を有する。</p> <p>ガスタービン発電機用励磁装置は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するガスタービン発電機用発電機を励磁するために設置する。</p> <p>ガスタービン発電機用励磁装置は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、2C-メタルクラッド開閉装置及び 2D-メタルクラッド開閉装置、又は SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタ、SA2 コントロールセンタへ接続することで必要な設備に電力を供給するガスタービン発電機用発電機を励磁できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ガスタービン発電機用励磁装置を重大事故等時に使用する場合の容量は、ガスタービン発電機用発電機のメーカーによる開発段階で、50kWの容量であれば、ガスタービン発電機用発電機の励磁に関して、性能上問題ないことを確認している。</p> <p>以上より、ガスタービン発電機用励磁装置の容量は 50kW/個とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>ガスタービン発電機用励磁装置は、重大事故等対処設備としてガスタービン発電機用発電機を励磁するために必要な個数であるガスタービン発電機用発電機 1 個につき 1 個（予備 1 個）を設置する。</p>		

2.1.4 高圧発電機車

名 称	高圧発電機車用ディーゼル機関		
機 関 個 数	—	1	
過 給 機 個 数 *	—	2	1

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧発電機車）として使用する高圧発電機車用ディーゼル機関は、以下の機能を有する。

高圧発電機車用ディーゼル機関は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する高圧発電機車用発電機を駆動するために設置する。

高圧発電機車用ディーゼル機関は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、2C-メタルクラッド開閉装置、2D-メタルクラッド開閉装置、又は SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタ及び SA2 コントロールセンタへ接続することで必要な設備に電力を供給する高圧発電機車用発電機を駆動できる設計とする。

1. 個数の設定根拠

1.1 機関個数

高圧発電機車用ディーゼル機関は、高圧発電機車付のディーゼル機関であるため、重大事故等対処設備として高圧発電機車用発電機を駆動するために必要な個数である高圧発電機車用発電機 1 個当たり 1 個設置する。

1.2 過給機個数

高圧発電機車用ディーゼル機関の過給機は、高圧発電機車のディーゼル機関付の過給機であるため、重大事故等対処設備として高圧発電機車用発電機を駆動する高圧発電機車用ディーゼル機関に必要な個数である高圧発電機車用ディーゼル機関 1 個当たり 2 個又は 1 個*設置する。

注記*：高圧発電機車は 2 種類を配備しており、機種により高圧発電機車用ディーゼル機関 1 個当たりの過給機必要個数が異なる。

機関出力 440kW の高圧発電機車用ディーゼル機関に対しては過給機 2 個

機関出力 485kW の高圧発電機車用ディーゼル機関に対しては過給機 1 個

名	称	高圧発電機車用機関付冷却水ポンプ	
容	量*	m ³ /h/個	<input type="text"/> 以上 (<input type="text"/>) <input type="text"/> 以上 (<input type="text"/>)
個	数	—	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧発電機車）として使用する高圧発電機車用機関付冷却水ポンプは、以下の機能を有する。</p> <p>高圧発電機車用機関付冷却水ポンプは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する高圧発電機車用発電機を駆動するディーゼル機関を冷却するために設置する。</p> <p>高圧発電機車用機関付冷却水ポンプは、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、2C-メタルクラッド開閉装置、2D-メタルクラッド開閉装置、又はSAロードセンタ、SA1 コントロールセンタ及び SA2 コントロールセンタへ接続することで必要な設備に電力を供給する高圧発電機車用発電機を駆動する高圧発電機車用ディーゼル機関を冷却できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>高圧発電機車用機関付冷却水ポンプを重大事故等時に使用する場合の容量は、高圧発電機車用ディーゼル機関のメーカーによる開発段階で、<input type="text"/>m³/h 又は <input type="text"/>m³/h の冷却水容量であれば、高圧発電機車用ディーゼル機関高温部の冷却に関して、性能上問題ないことを確認している。</p> <p>以上より、高圧発電機車用機関付冷却水ポンプの容量は <input type="text"/>m³/h 又は <input type="text"/>m³/h 以上とする。</p> <p>公称値については、要求される容量と同じ <input type="text"/>m³/h 又は <input type="text"/>m³/h とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>高圧発電機車用機関付冷却水ポンプは、高圧発電機車のディーゼル機関付の冷却水ポンプであるため、重大事故等対処設備として高圧発電機車用ディーゼル機関を冷却するために必要な個数である高圧発電機車用ディーゼル機関 1 個当たり 1 個設置する。</p> <p>注記*：高圧発電機車は 2 種類を配備しており、機種により高圧発電機車用機関付冷却水ポンプの容量が異なる。</p> <p>機関出力 440kW の高圧発電機車の高圧発電機車用機関付冷却水ポンプ容量は左側 機関出力 485kW の高圧発電機車の高圧発電機車用機関付冷却水ポンプ容量は右側</p>			

名 称		高圧発電機車付燃料タンク	
容 量*1	ℓ/個	230 以上 (250)	220 以上 (250)
最 高 使 用 圧 力	MPa	静水頭	
最 高 使 用 温 度	℃	40	
個 数	—	1	
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧発電機車）として使用する高圧発電機車付燃料タンクは、以下の機能を有する。</p> <p>高圧発電機車付燃料タンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する高圧発電機車の燃料を貯蔵するために設置する。</p> <p>高圧発電機車付燃料タンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、2C-メタルクラッド開閉装置、2D-メタルクラッド開閉装置、又は SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタ及び SA2 コントロールセンタへ接続することで必要な設備に電力を供給する高圧発電機車用発電機を駆動する高圧発電機車用ディーゼル機関の燃料を貯蔵できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>重大事故等対処設備として使用する高圧発電機車付燃料タンクの容量は、高圧発電機車運転時の燃料消費量を基に設定する。</p> <p>タンクローリからの燃料補給間隔が 2 時間以内であることから、この間の高圧発電機車の燃料消費量は以下のとおり 230ℓ、220ℓ である。</p> $V = c \cdot H$ <p>V : 燃料消費量(ℓ) H : 運転時間 (h) = 2 c : 燃料消費率(ℓ/h) = 115, 110</p> $V = 115 \times 2 = 230\ell$ $V = 110 \times 2 = 220\ell$ <p>以上より、高圧発電機車付燃料タンクの容量は、燃料補給までの燃料消費量である 230ℓ、220ℓ 以上とする。</p> <p>公称値については、要求される容量 230ℓ、220ℓ を上回る 250ℓ/個とする。</p>			

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用圧力の設定根拠

高圧発電機車付燃料タンクを重大事故等時に使用する場合は、高圧発電機車付燃料タンクが開放型タンクであることから、静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

高圧発電機車付燃料タンクを重大事故等時に使用する場合は、屋外で使用する可搬型設備であることから、外気の温度*2を上回る 40℃とする。

注記*2：外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5℃）とする。

4. 個数の設定根拠

高圧発電機車付燃料タンクは、高圧発電機車付の燃料タンクであるため、重大事故等対処設備として高圧発電機車用ディーゼル機関の燃料を貯蔵するために必要な個数である高圧発電機車 1 個当たり 1 個設置する。

注記*1：高圧発電機車は 2 種類を配備しており、機種により高圧発電機車付燃料タンクの容量が異なる。

機関出力 440kW の高圧発電機車の高圧発電機車付燃料タンクの容量は左側

機関出力 485kW の高圧発電機車の高圧発電機車付燃料タンクの容量は右側

名 称		タンクローリ
容 量	ℓ/個	3000 以上 (3000)
最 高 使 用 圧 力	kPa	24
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	1 (予備 1)

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧発電機車）として使用するタンクローリは、以下の機能を有する。

タンクローリは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する非常用発電装置用の燃料を供給するために設置する。

タンクローリは、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク、ディーゼル燃料貯蔵タンク又はガスタービン発電機用軽油タンクから高圧発電機車付燃料タンクへ燃料を供給できる設計とする。

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（可搬式窒素供給装置用発電設備）として使用するタンクローリは、以下の機能を有する。

タンクローリは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内を不活性化するため並びに炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な可搬式窒素供給装置の駆動用電力を確保する可搬式窒素供給装置用発電設備の燃料を供給するために設置する。

タンクローリは、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク、ディーゼル燃料貯蔵タンク又はガスタービン発電機用軽油タンクから可搬式窒素供給装置用発電設備付燃料タンクへ燃料を供給できる設計とする。

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち補機駆動用燃料設備として使用するタンクローリは、以下の機能を有する。

タンクローリは、重大事故等時が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な設備の補機駆動用燃料を供給するために設置する。

【設定根拠】（続き）

タンクローリは、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク、ディーゼル燃料貯蔵タンク又はガスタービン発電機用軽油タンクから大量送水車付燃料タンク、大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉補機代替冷却系用）及び大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉建物放水設備用）へ燃料を供給できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

タンクローリを重大事故等時において使用する場合の容量は、各機器へ燃料を供給するために必要な容量を基に設定する。

タンクローリは、重大事故等対策において、想定される負荷で連続運転したとしても高圧発電機車に7日間は燃料タンクが枯渇しないように供給できる設計とする。

タンクローリは、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において想定した重要事故シーケンスで、同時に使用する可能性がある機器が、全て想定される負荷で連続運転したとしても、7日間は全ての燃料タンクが枯渇しないように供給できる設計とする。また、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）にて使用しない機器についても、その機器の機能（代替性）を考慮し、重要事故シーケンスに準ずる使用をしたとして燃料供給を想定する。

タンクローリによる高圧発電機車への初期給油時間及び連続供給間隔を考慮した必要最大供給量を表 2.1.4-1 に示す。

タンクローリによる各機器への供給が最も厳しくなるのは「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用する場合」、「水素燃焼」、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」又は「溶融炉心・コンクリート相互作用」であり、この場合の対象機器並びに初期給油時間及び連続供給間隔を考慮した必要最大供給量を表 2.1.4-2 に示す。

各機器の起動のタイミング及び燃料消費量は、シーケンスグループ上異なるため、燃料供給は、適宜燃料の状況を確認し、枯渇する前に供給を行うが、容量の設定にあたっては、タンクローリの必要容量が厳しくなるように、全ての機器が同時に想定された負荷で運転したものとす。また、作業時間については、訓練実績等から現実的に可能な時間を設定し、表 2.1.4-3 又は表 2.1.4-4 のとおりとする。

表 2.1.4-1 又は表 2.1.4-2 より、各燃料タンクの燃料が枯渇する時間がタンクローリから燃料を供給する間隔より長く、燃料が枯渇する前に供給が可能なることから、各機器の継続した運転が可能となる。1回の汲み上げで各機器に複数回分の供給が可能であることから、1回当たりの供給に必要な容量は最大で約 13220 である。

したがって、タンクローリの容量は、供給に必要な容量である約 26440 に対し、供給量への余裕を考慮して 30000/個以上とする。

公称値については、要求される容量と同じ 30000/個とする。

【設定根拠】（続き）

2. 最高使用圧力の設定根拠

タンクローリを重大事故等時において使用する場合の圧力は移動タンク貯蔵所であり、危険物の規制に関する規則第19条に定める20kPaを超え、24kPa以下の範囲の圧力で作動する安全弁を取り付けていることから、24kPaとする。

3. 最高使用温度の設定根拠

タンクローリを重大事故等時使用する場合の温度は、屋外で使用する可搬型設備であることから、外気の温度*を上回る40℃とする。

注記*：外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5℃）とする。

4. 個数の設定根拠

タンクローリは、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な燃料を供給するために1個保管するとともに、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個（非常用電源設備のうち非常用発電装置（緊急時対策所用発電機）の予備として兼用）を分散して保管する。

表 2.1.4-1 非常用発電装置の供給対象機器及び必要供給量

対象機器	個数 A	燃料消費率 (ℓ/h/個) B	燃料タンク容量 (公称値) (ℓ) C	枯渇時間 (公称値の場合) D	初期給油時間 E	連続供給間隔 F	必要最大供給量 (ℓ) G	
							小計	合計
高圧発電機車 (1 個目)	1	115	230 (250)	2 時間 (2 時間 6 分)	2 時間 39 分 ^{*1, *2}	65 分 ^{*3}	305	927 (1854 ^{*4})
高圧発電機車 (2 個目)	1	115	230 (250)	2 時間 (2 時間 6 分)	2 時間 41 分 ^{*2, *5}	65 分 ^{*6}	309	
高圧発電機 (3 個目)	1	115	230 (250)	2 時間 (2 時間 6 分)	2 時間 43 分 ^{*2, *7}	65 分 ^{*8}	313	

注：各パラメータの算出及び関係は以下のとおりである。

$$D = C \div B$$

$$G = A \cdot B \cdot E \quad \text{又は} \quad A \cdot B \cdot F \quad \text{のいずれか大きい値}$$

注記*1：表 2.1.4-3 における①～④及び⑥～⑩の合計時間を示す。

*2：枯渇時間以上であるが、高圧発電機車の稼働はタンクローリへの給油の初回準備作業時間（1 時間 54 分）経過以降であるため、燃料が枯渇する事はない。

*3：表 2.1.4-3 における⑪～⑬，⑮，⑯及び⑤～⑩の合計時間を示す。

*4：2 回周回した場合の合計を示す。

*5：表 2.1.4-3 における①～④及び⑥～⑪の合計時間を示す。

*6：表 2.1.4-3 における⑫～⑬，⑮，⑯及び⑤～⑪の合計時間を示す。

*7：表 2.1.4-3 における①～④及び⑥～⑫の合計時間を示す。

*8：表 2.1.4-3 における⑬，⑮，⑯及び⑤～⑫の合計時間を示す。

表 2.1.4-2 事故シーケンスの供給対象機器及び必要供給量

対象機器	個数 A	燃料消費率 (ℓ/h/個) B	燃料タンク容量 (公称値) (ℓ) C	枯渇時間 (公称値の場合) D	初期給油時間 E	連続供給間隔 F	必要最大供給量 (ℓ) G	
							小計	合計
大量送水車	1	□	□ (203.5)	□ (□)	2 時間 45 分* ³	1 時間 44 分* ⁴	187	1322 (2644* ²)
	1	□	□ (□)	□ (□)				
大型送水ポンプ車 (原子炉補機代替冷却系用)	1	310	890 (990)	2 時間 48 分 (3 時間 6 分)	3 時間 9 分* ^{1, *5}	1 時間 44 分* ⁶	977	
可搬式窒素供給装置用 発電設備	1	46.9	355 (380)	7 時間 30 分 (8 時間 6 分)	3 時間 22 分* ⁷	1 時間 44 分* ⁸	158	

注：各パラメータの算出及び関係は以下のとおりである。

$$D = C \div B$$

$$G = A \cdot B \cdot E \quad \text{又は} \quad A \cdot B \cdot F \quad \text{のいずれか大きい値}$$

注記*1：枯渇時間以上であるが、大型送水ポンプ車の稼働はタンクローリへの給油の初回準備作業時間（1 時間 54 分）経過以降であるため、燃料が枯渇する事はない。

*2：2 回周回した場合の合計を示す。

*3：表 2.1.4-4 における①～④，⑥～⑩の合計時間を示す。

*4：表 2.1.4-4 における⑪～⑲，⑳，㉓及び⑤～⑩の合計時間を示す。

*5：表 2.1.4-4 における①～④，⑥～⑭の合計時間を示す。

*6：表 2.1.4-4 における⑮～⑲，⑳，㉓及び⑤～⑭の合計時間を示す。

*7：表 2.1.4-4 における①～④，⑥～⑱の合計時間を示す。

*8：表 2.1.4-4 における⑲，⑳，㉓及び⑤～⑱の合計時間を示す。

表 2.1.4-3 非常用発電装置の給油作業に伴う各作業の作業時間

No.	作業内容	距離	所要時間
①	緊急時対策所から第3保管エリアまで移動	約 2.3km	30 分
②	車両健全性確認	—	10 分
③	第3保管エリアからディーゼル燃料貯蔵タンクまで移動	約 0.8km	5 分
④	ディーゼル燃料貯蔵タンクからの抜取準備作業（ステップ⑥へ）	—	69 分
⑤	ディーゼル燃料貯蔵タンクからの抜取準備作業（2 回目以降）	—	9 分
⑥	ディーゼル燃料貯蔵タンクからの抜取	—	26 分
⑦	抜取片付け	—	10 分
⑧	ディーゼル燃料貯蔵タンクから高圧発電機車まで移動	約 0.5km	2 分
⑨	高圧発電機車（1 個，2 個及び3 個目）への給油準備	—	5 分
⑩	高圧発電機車（1 個目）への給油	—	2 分
⑪	高圧発電機車（2 個目）への給油	—	2 分
⑫	高圧発電機車（3 個目）への給油	—	2 分
⑬	給油片付け（2 周終了毎にステップ⑮へ）	—	5 分
⑭	ステップ⑨の手順に戻る	—	—
⑮	高圧発電機車からディーゼル燃料貯蔵タンクまで移動	約 0.5km	2 分
⑯	ステップ⑤の手順に戻る	—	—

表 2.1.4-4 事故シーケンスの給油作業に伴う各作業の作業時間

No.	作業内容	距離	所要時間
①	緊急時対策所から第3保管エリアまで移動	約 2.3km	30 分
②	車両健全性確認	—	10 分
③	第3保管エリアからディーゼル燃料貯蔵タンクまで移動	約 0.8km	5 分
④	ディーゼル燃料貯蔵タンクからの抜取準備作業（ステップ⑥へ）	—	69 分
⑤	ディーゼル燃料貯蔵タンクからの抜取準備作業（2回目以降）	—	9 分
⑥	ディーゼル燃料貯蔵タンクからの抜取	—	26 分
⑦	抜取片付け	—	10 分
⑧	ディーゼル燃料貯蔵タンクから大量送水車まで移動	約 1.6km	8 分
⑨	大量送水車への給油準備	—	5 分
⑩	大量送水車への給油	—	2 分
⑪	給油片付け	—	5 分
⑫	大量送水車から大型送水ポンプ車まで移動	約 1.7km	8 分
⑬	大型送水ポンプ車への給油準備	—	5 分
⑭	大型送水ポンプ車への給油	—	6 分
⑮	給油片付け	—	5 分
⑯	大型送水ポンプ車から可搬式窒素供給装置用発電設備まで移動	約 0.5km	2 分
⑰	可搬式窒素供給装置用発電設備への給油準備	—	5 分
⑱	可搬式窒素供給装置用発電設備への給油	—	1 分
⑲	給油片付け（2周終了毎にステップ⑳へ）	—	5 分
㉑	可搬式窒素供給装置用発電設備から大量送水車まで移動	約 1.9km	8 分
㉒	ステップ⑨の手順に戻る	—	—
㉓	可搬式窒素供給装置用発電設備からディーゼル燃料貯蔵タンクまで移動	約 0.5km	2 分
㉔	ステップ⑤の手順に戻る	—	—

名 称	タンクローリ給油用 20m, 7m ホース	
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.20
最 高 使 用 温 度	℃	40
外 径	mm	66.6
個 数	—	5 (予備 2)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本ホースは、ガスタービン発電機用軽油タンクの燃料抜き取り箇所とタンクローリに接続するホースであり、重大事故等対処設備としてA-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク、ディーゼル燃料貯蔵タンク又はガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの燃料を移送するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>本ホースは重大事故等時において使用する場合の圧力は、タンク又はガスタービン発電機用軽油タンクの最高使用圧力が静水頭であること、燃料移送先のタンクローリの車載ポンプの最高吐出圧力が 0.196MPa であることから最高吐出圧力 0.196MPa を上回る 0.20MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は、屋外で使用する可搬型設備であることから、外気の温度*を上回る 40℃とする。</p> <p>注記*：外気の温度は、松江市の過去最高気温 (38.5℃) とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は、タンクローリ取合部の仕様に合わせて選定したホースの外径である 66.6mm とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠</p> <p>本ホースは、重大事故等対処設備としてA-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク、ディーゼル燃料貯蔵タンク又はガスタービン発電機用軽油タンクの燃料をタンクローリに移送するために必要な本数である 5 本を保管することとし、予備 2 本を分散して保管する。</p>		

名	称	タンクローリ送油用 20m ホース
最高使用圧力	MPa	0.20
最高使用温度	℃	40
外径	mm	45
個数	—	1 (予備 1)
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本ホースは、タンクローリと高圧発電機車等を接続するホースであり、重大事故等対処設備としてタンクローリから高圧発電機車等への燃料を移送するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>本ホースは重大事故等時において使用する場合の圧力は、タンクローリの車載ポンプの最高吐出圧力が 0.196MPa であること及び燃料移送先である各燃料タンクの最高使用圧力が静水頭であることから、タンクローリの車載ポンプの最高吐出圧力 0.196MPa を上回る 0.20MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時におけるタンクローリの使用温度と同じ 40℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は、取合部の仕様に合わせて選定したホースの外径である 45mm とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠</p> <p>本ホースは、重大事故等対処設備としてタンクローリの燃料を高圧発電機車、可搬式窒素供給装置用発電設備、大量送水車、大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）及び大型送水ポンプ車（原子炉建物放水設備用）に移送するために必要な本数であるタンクローリ 1 個当たり 1 本を保管することとし、予備 1 本（非常用電源設備のうち非常用発電設備（緊急時対策所用発電機）の予備として兼用）を分散して保管する。</p>		

名	称	高压発電機車用発電機
容	量	kVA/個
個	数	—
		500
		6 (予備 1)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高压発電機車）として使用する高压発電機車用発電機は、以下の機能を有する。</p> <p>高压発電機車用発電機は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>高压発電機車用発電機は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、2C-メタルクラッド開閉装置、2D-メタルクラッド開閉装置、又は SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタ及び SA2 コントロールセンタへ接続することで必要な設備に電力を供給できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>高压発電機車用発電機を重大事故等時に使用する場合の容量に関しては、添付書類 VI-1-9-1-1 「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて説明する。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>高压発電機車用発電機は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である合計 3 個を 2 セット合計 6 個を保管する。</p> <p>高压発電機車用発電機は、2 個以上同時に保守点検することのないよう運用することとしたうえで、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、予備 1 個を保管する。</p>		

名	称	高圧発電機車用励磁装置	
容	量*	kW/個	□ □
個	数	—	1
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧発電機車）として使用する高圧発電機車用励磁装置は、以下の機能を有する。</p> <p>高圧発電機車用励磁装置は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する高圧発電機車用発電機を励磁するために設置する。</p> <p>高圧発電機車用励磁装置は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、2C-メタルクラッド開閉装置、2D-メタルクラッド開閉装置、又は SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタ及び SA2 コントロールセンタへ接続することで必要な設備に電力を供給する高圧発電機車用発電機を励磁できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>高圧発電機車用励磁装置を重大事故等時に使用する場合の容量は、高圧発電機車用発電機のメーカーによる開発段階で、機関出力 440kW の高圧発電機車用励磁装置は □ kW、機関出力 485kW の高圧発電機車用励磁装置は □ kW の容量であれば、それぞれの高圧発電機車用発電機の励磁に関して、性能上問題ないことを確認している。</p> <p>以上より、高圧発電機車用励磁装置の容量は □ kW 又は □ kW とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>高圧発電機車用励磁装置は、高圧発電機車付の励磁装置であるため、重大事故等対処設備として高圧発電機車用発電機を励磁するために必要な個数である高圧発電機車用発電機 1 個当たり 1 個設置する。</p> <p>注記*：高圧発電機車は 2 種類を配備しており、高圧発電機車用励磁装置の容量が異なる。</p> <p>機関出力 440kW の高圧発電機車の高圧発電機車付燃料タンクの容量は左側</p> <p>機関出力 485kW の高圧発電機車の高圧発電機車付燃料タンクの容量は右側</p>			

2.1.5 可搬式窒素供給装置用発電設備

名	称	可搬式窒素供給装置用発電設備用ディーゼル機関
機 関 個 数	—	1
過 給 機 個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（可搬式窒素供給装置用発電設備）として使用する可搬式窒素供給装置用発電設備用ディーゼル機関は、以下の機能を有する。</p> <p>可搬式窒素供給装置用発電設備用ディーゼル機関は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内を不活性化するため並びに炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な可搬式窒素供給装置の駆動用電力を確保する可搬式窒素供給装置用発電設備用発電機を駆動するために設置する。</p> <p>可搬式窒素供給装置用発電設備用ディーゼル機関は、可搬式窒素供給装置へ接続することで必要な設備に電力を供給する可搬式窒素供給装置用発電設備用発電機を駆動できる設計とする。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>1.1 機関個数</p> <p>可搬式窒素供給装置用発電設備用ディーゼル機関は、可搬式窒素供給装置用発電設備付のディーゼル機関であるため、重大事故等対処設備として可搬式窒素供給装置用発電設備用発電機を駆動するために必要な個数である可搬式窒素供給装置用発電設備用発電機 1 個当たり 1 個設置する。</p> <p>1.2 過給機個数</p> <p>可搬式窒素供給装置用発電設備用ディーゼル機関の過給機は、可搬式窒素供給装置用発電設備用のディーゼル機関付の過給機であるため、重大事故等対処設備として可搬式窒素供給装置用発電設備用発電機を駆動するために必要な個数である可搬式窒素供給装置用発電設備用ディーゼル機関 1 個当たり 1 個設置する。</p>		

名	称	可搬式窒素供給装置用発電設備用機関付冷却水ポンプ	
容	量	m ³ /h	□以上 (□)
個	数	—	1
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（可搬式窒素供給装置用発電設備）として使用する可搬式窒素供給装置用発電設備用機関付冷却水ポンプは、以下の機能を有する。</p> <p>可搬式窒素供給装置用発電設備用機関付冷却水ポンプは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内を不活性化するため並びに炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な可搬式窒素供給装置の駆動用電力を確保する可搬式窒素供給装置用発電設備用ディーゼル機関を冷却するために設置する。</p> <p>可搬式窒素供給装置用発電設備用機関付冷却水ポンプは、可搬式窒素供給装置へ接続することで必要な設備に電力を供給する可搬式窒素供給装置を駆動する可搬式窒素供給装置用発電設備用ディーゼル機関を冷却できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>可搬式窒素供給装置用発電設備用機関付冷却水ポンプを重大事故等時に使用する場合の容量は、可搬式窒素供給装置用発電設備用ディーゼル機関のメーカーによる開発段階で、□m³/h の冷却水容量であれば、可搬式窒素供給装置用発電設備用ディーゼル機関高温部の冷却に関して、性能上問題ないことを確認している。</p> <p>以上より、可搬式窒素供給装置用発電設備用機関付冷却水ポンプの容量は、□m³/h 以上とする。</p> <p>公称値については、要求される容量と同じ□m³/h とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>可搬式窒素供給装置用発電設備用機関付冷却水ポンプは、可搬式窒素供給装置用発電設備用のディーゼル機関付の冷却水ポンプであるため、重大事故等対処設備として可搬式窒素供給装置用発電設備用ディーゼル機関を冷却するために必要な個数である可搬式窒素供給装置用発電設備用ディーゼル機関 1 個当たり 1 個設置する。</p>			

名	称	可搬式窒素供給装置用発電設備付燃料タンク
容	量	ℓ/個
		355 以上 (380)
最 高 使 用 圧 力	MPa	静水頭
最 高 使 用 温 度	℃	40
個	数	—
		1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（可搬式窒素供給装置用発電設備）として使用する可搬式窒素供給装置用発電設備付燃料タンクは、以下の機能を有する。</p> <p>可搬式窒素供給装置用発電設備付燃料タンクは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内を不活性化するため並びに炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な可搬式窒素供給装置の駆動用電力を確保する可搬式窒素供給装置用発電設備の燃料を貯蔵するために設置する。</p> <p>可搬式窒素供給装置用発電設備付燃料タンクは、可搬式窒素供給装置へ接続することで必要な電力を供給する可搬式窒素供給装置用発電設備の燃料を貯蔵できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>可搬式窒素供給装置用発電設備付燃料タンクを重大事故等時に使用する場合の容量は、可搬式窒素供給装置駆動時の可搬式窒素供給装置用発電設備の燃料消費量を基に設定する。</p> <p>タンクローリからの燃料補給時間は、可搬式窒素供給装置の運転開始から約 3 時間であることから、この間の可搬式窒素供給装置用発電設備の燃料消費量は以下のとおり 140.7ℓ である。</p> $V = c \cdot H$ <p>V : 燃料消費量(ℓ) H : 運転時間(h) =3 c : 燃料消費率(ℓ/h) =46.9</p> $V = 46.9 \times 3 = 140.7$ <p>よって、可搬式窒素供給装置用発電設備付燃料タンクの容量は、燃料補給までの燃料消費量である 140.7ℓ を上回る 355ℓ とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

公称値については，要求される容量 3550 を上回る 3800 とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

可搬式窒素供給装置用発電設備付燃料タンクを重大事故等時に使用する場合は，可搬式窒素供給装置用発電設備付燃料タンクが大気開放であることから，静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

可搬式窒素供給装置用発電設備付燃料タンクを重大事故等時に使用する場合は，屋外で使用する可搬型設備であることから，外気の温度*を上回る 40℃とする。

注記*：外気の温度は，松江市の過去最高気温（38.5℃）とする。

4. 個数の設定根拠

可搬式窒素供給装置用発電設備付燃料タンクは，可搬式窒素供給装置用発電設備付の燃料タンクであるため，重大事故等対処設備として可搬式窒素供給装置用発電設備の燃料を貯蔵するために必要な個数である可搬式窒素供給装置用発電設備 1 個当たり 1 個設置する。

名	称	可搬式窒素供給装置用発電設備用発電機
容	量	kVA/個
個	数	—
		220
		1(予備 1)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（可搬式窒素供給装置用発電設備）として使用する可搬式窒素供給装置用発電設備用発電機は、以下の機能を有する。</p> <p>可搬式窒素供給装置用発電設備用発電機は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内を不活性化するため並びに炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な可搬式窒素供給装置の駆動用電力を確保するために設置する。</p> <p>可搬式窒素供給装置用発電設備用発電機は、可搬式窒素供給装置へ接続することで必要な設備に電力を供給できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>可搬式窒素供給装置用発電設備用発電機を重大事故等時に使用する場合の容量に関しては、添付書類VI-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて説明する。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>可搬式窒素供給装置用発電設備用発電機は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個保管するとともに、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を分散して保管する。</p>		

名	称	可搬式窒素供給装置用発電設備用励磁装置	
容	量	kVA/個	6.8
個	数	—	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（可搬式窒素供給装置用発電設備）として使用する可搬式窒素供給装置用発電設備用励磁装置は、以下の機能を有する。</p> <p>可搬式窒素供給装置用発電設備用励磁装置は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内を不活性化するため並びに炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な可搬式窒素供給装置の駆動用電力を確保する可搬式窒素供給装置用発電設備用発電機を励磁するために設置する。</p> <p>可搬式窒素供給装置用発電設備用励磁装置は、可搬式窒素供給装置に接続することで必要な設備に電力を供給する可搬式窒素供給装置用発電設備用発電機を励磁できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>可搬式窒素供給装置用発電設備用励磁装置を重大事故等時に使用する場合の容量は、可搬式窒素供給装置用発電設備用発電機のメーカーによる開発段階で、6.8kVAの容量であれば、可搬式窒素供給装置用発電設備用発電機の励磁に関して、性能上問題ないことを確認している。</p> <p>以上より、可搬式窒素供給装置用発電設備用励磁装置の容量は6.8kVAとする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>可搬式窒素供給装置用発電設備用励磁装置は、可搬式窒素供給装置用発電設備用の励磁装置であるため、重大事故等対処設備として可搬式窒素供給装置用発電設備用発電機を励磁するために必要な個数である可搬式窒素供給装置用発電設備用発電機1個につき1個設置する。</p>			

2.1.6 緊急時対策所用発電機

名	称	緊急時対策所用発電機用ディーゼル機関
機 関 個 数	—	1
過 給 機 個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（緊急時対策所用発電機）として使用する緊急時対策所用発電機用ディーゼル機関は、以下の機能を有する。</p> <p>緊急時対策所用発電機用ディーゼル機関は、重大事故等が発生した場合において緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保する緊急時対策所用発電機用発電機を駆動するために設置する。</p> <p>緊急時対策所用発電機用ディーゼル機関は、全交流動力電源が喪失した場合に、緊急時対策所 発電機接続プラグ盤に接続することで必要な設備に電力を供給する緊急時対策所用発電機用発電機を駆動できる設計とする。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>1.1 機関個数</p> <p>緊急時対策所用発電機用ディーゼル機関は、緊急時対策所用発電機付のディーゼル機関であるため、重大事故等対処設備として緊急時対策所用発電機用発電機を駆動するために必要な個数である緊急時対策所用発電機用発電機 1 個当たり 1 個設置する。</p> <p>1.2 過給機個数</p> <p>緊急時対策所用発電機用ディーゼル機関の過給機は、緊急時対策所用発電機用のディーゼル機関付の過給機であるため、重大事故等対処設備として緊急時対策所用発電機用発電機を駆動するために必要な個数である緊急時対策所用発電機用ディーゼル機関 1 個当たり 1 個設置する。</p>		

名	称	緊急時対策所用発電機用機関付冷却水ポンプ
容	量	m ³ /h <input type="text"/> 以上 (<input type="text"/>)
個	数	— 1

【設定根拠】
(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（緊急時対策所用発電機）として使用する緊急時対策所用発電機用機関付冷却水ポンプは、以下の機能を有する。

緊急時対策所用発電機用機関付冷却水ポンプは、重大事故等が発生した場合において緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保する緊急時対策所用発電機用発電機を駆動するための緊急時対策所用発電機用ディーゼル機関を冷却するために設置する。

緊急時対策所用発電機用機関付冷却水ポンプは、全交流動力電源が喪失した場合に、緊急時対策所 発電機接続プラグ盤に接続することで必要な設備に電力を供給する緊急時対策所用発電機用発電機を駆動するための緊急時対策所用発電機用ディーゼル機関を冷却できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

緊急時対策所用発電機用機関付冷却水ポンプを重大事故等時に使用する場合は、緊急時対策所用発電機用ディーゼル機関のメーカーによる開発段階で、m³/h の冷却水容量であれば、緊急時対策所用発電機用ディーゼル機関高温部の冷却に関して、性能上問題ないことを確認している。

以上より、冷却水ポンプの容量は、m³/h 以上とする。

公称値については、要求される容量と同じm³/h とする。

2. 個数の設定根拠

緊急時対策所用発電機用機関付冷却水ポンプは、緊急時対策所用発電機用のディーゼル機関付の冷却水ポンプであるため、重大事故等対処設備として緊急時対策所用発電機用ディーゼル機関を冷却するために必要な個数である緊急時対策所用発電機用ディーゼル機関 1 個当たり 1 個設置する。

名	称	緊急時対策所用発電機付燃料タンク
容	量	ℓ/個
458 以上 (495)		
最 高 使 用 圧 力	MPa	静水頭
最 高 使 用 温 度	℃	40
個	数	—
2		
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（緊急時対策所用発電機）として使用する緊急時対策所用発電機付燃料タンクは、以下の機能を有する。</p> <p>緊急時対策所用発電機付燃料タンクは、重大事故等が発生した場合において緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保する緊急時対策所用発電機用発電機を駆動するための緊急時対策所用発電機用ディーゼル機関の燃料を貯蔵するために設置する。</p> <p>緊急時対策所用発電機付燃料タンクは、全交流動力電源が喪失した場合に、緊急時対策所発電機接続プラグ盤に接続することで必要な設備に電力を供給する緊急時対策所用発電機用発電機を駆動するための緊急時対策所用発電機用ディーゼル機関の燃料を貯蔵できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>重大事故等対処設備として使用する緊急時対策所用発電機付燃料タンクの容量は、緊急時対策所用発電機運転時の燃料消費量を基に設定する。</p> <p>タンクローリから緊急時対策所用発電機の燃料補給間隔は、格納容器ベント後、運転時間が約 36 時間であることから、この間の緊急時対策所用発電機の燃料消費量は以下のとおり 821ℓ である。</p> $V = c \cdot H$ <p>V : タンクローリの燃料補給を考慮した燃料消費量 (ℓ) H : 運転時間 (h) = 36 c : 燃料消費率 (ℓ/h) = 22.8</p> $V = 22.8 \times 36 = 821$ <p>また、燃料タンクの残油量が 95ℓ を下回った場合、装置保護のため緊急時対策所用発電機用発電機は停止することから、緊急時対策所用発電機付燃料タンクの容量は、821ℓ に緊急時対策所用発電機が停止する残油量の 95ℓ を加えた 916ℓ 以上とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

公称値については要求される容量 9160 を上回る 9900 とする。

また、緊急時対策所用発電機付燃料タンクは、緊急時対策所用発電機 1 個につき 2 個設置する構造となっているため、1 個あたりに必要とされる容量は 4580/個以上、公称値は 4950/個となる。

2. 最高使用圧力の設定根拠

緊急時対策所用発電機付燃料タンクを重大事故等時に使用する場合は、開放型タンクであることから、静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

緊急時対策所用発電機付燃料タンクを重大事故等時に使用する場合は、屋外で使用する可搬型設備であることから、外気の温度*を上回る 40℃とする。

注記*：外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5℃）とする。

4. 個数の設定根拠

緊急時対策所用発電機付燃料タンクは、緊急時対策所用発電機付の燃料タンクであるため、重大事故等対処設備として緊急時対策所用発電機用ディーゼル機関の燃料を貯蔵するために必要な個数である緊急時対策所用発電機 1 個あたり 2 個を設置する。

名	称	タンクローリ
容	量	ℓ/個
		3000 以上 (3000)
最 高 使 用 圧 力	kPa	24
最 高 使 用 温 度	℃	40
個	数	—
		1 (予備 1)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（緊急時対策所用発電機）として使用するタンクローリは、以下の機能を有する。</p> <p>タンクローリは、重大事故等時が発生した場合において、緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保する緊急時対策所用発電機用発電機の燃料を供給するために設置する。</p> <p>タンクローリは、緊急時対策所用燃料地下タンクから緊急時対策所用発電機付燃料タンクへ燃料を供給できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>タンクローリを重大事故等時において使用する場合の容量は、緊急時対策所用発電機付燃料タンクへ燃料を供給するために必要な容量を基に設定する。</p> <p>タンクローリは、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において想定した重要事故シーケンスにおいて、緊急時対策所用発電機が、想定される負荷で連続運転したとしても、7 日間は緊急時対策所用発電機付燃料タンクが枯渇しないように供給できる設計とする。初期給油時間及び連続供給間隔を考慮した必要最大供給量を表 2.1.6-1 に示す。</p> <p>緊急時対策所用発電機の起動のタイミング及び燃料消費量は、適宜燃料の状況を確認し、枯渇する前に供給を行うが、容量の設定にあたっては、タンクローリの必要容量が厳しくなるように、緊急時対策所用発電機が想定される負荷で連続運転したものとする。また、作業時間については、訓練実績等から現実的に可能な時間を設定し、表 2.1.6-2 のとおりとする。</p> <p>表 2.1.6-1 より、緊急時対策所用発電機付燃料タンクの燃料が枯渇する時間がタンクローリから燃料を供給する間隔より長く、燃料が枯渇する前に供給が可能ことから、緊急時対策所用発電機付燃料タンクの継続した運転が可能となる。1 回の汲み上げで緊急時対策所用発電機付燃料タンクに複数回分の供給が可能であることから、1 回当たりの供給に必要な容量は最大で 821ℓ である。</p> <p>したがって、タンクローリの容量は、供給に必要な容量である 1642ℓ に対し、供給量への余裕を考慮して 3000ℓ/個以上とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

公称値については、要求される容量と同じ 3000ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

タンクローリを重大事故等時において使用する場合の圧力は移動タンク貯蔵所であり、危険物の規制に関する規則第 19 条に定める 20kPa を超え、24kPa 以下の範囲の圧力で作動する安全弁を取り付けていることから、24kPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

タンクローリを重大事故等時において使用する場合の温度は、屋外で使用する可搬型設備であることから、外気の温度*を上回る 40℃とする。

注記*：外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5℃）とする。

4. 個数の設定根拠

タンクローリは、緊急時対策所用燃料地下タンクから緊急時対策所用発電機付燃料タンクへ燃料を供給するために 1 個保管するとともに、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個（その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧発電機車）の予備と兼用）を分散して保管する。

表 2.1.6-1 非常用発電装置の供給対象機器及び必要供給量

対象機器	個数 A	燃料消費率 (ℓ/h/個) B	燃料タンク容量 (公称値) (ℓ) C	枯渇時間 (公称値の場合) D	初期給油時間 E	連続供給間隔 F	必要最大供給量 (ℓ) G
							合計
緊急時対策所用発電機	1	22.8	916 (990)	40 時間 6 分 (43 時間)	30 時間* ¹	36 時間* ²	821 (1642* ³)

注：各パラメータの算出及び関係は以下のとおりである。

$$D = C \div B$$

$$G = A \cdot B \cdot E \quad \text{又は} \quad A \cdot B \cdot F \quad \text{のいずれか大きい値}$$

注記*1：表 2.1.6-2 における①～④及び⑥～⑩の給油シーケンスは 137 分となり、必要給油時間である 30 時間以内（プルーム通過前）に収まることから燃料を枯渇させることがない。

*2：18 時間連続運転を 2 回した場合の合計時間を示す。

*3：2 回周回した場合の合計を示す。

表 2.1.6-2 非常用発電装置の給油作業に伴う各作業の作業時間

No.	作業内容	距離	所要時間
①	緊急時対策所から第1保管エリアまで移動	約0.1km	5分
②	車両健全性確認	—	10分
③	第1保管エリアから緊急時対策所用燃料地下タンクまで移動	約0.2km	1分
④	緊急時対策所用燃料地下タンクからの抜取準備作業（ステップ⑥へ）	—	69分
⑤	緊急時対策所用燃料地下タンクからの抜取準備作業（2回目以降）	—	9分
⑥	緊急時対策所用燃料地下タンクからの抜取	—	26分
⑦	抜取片付け	—	10分
⑧	緊急時対策所用燃料地下タンクから緊急時対策所用発電機まで移動	約0.2km	1分
⑨	緊急時対策所用発電機への給油準備	—	5分
⑩	緊急時対策所用発電機への給油	—	10分
⑪	給油片付け（2周終了毎にステップ⑬へ）	—	5分
⑫	ステップ⑨の手順へ戻る	—	—
⑬	緊急時対策所用発電機から緊急時対策所用燃料地下タンクまで移動	約0.2km	1分
⑭	ステップ⑤の手順に戻る	—	—

名	称	緊急時対策所用燃料地下タンク
容	量	kl/個
45 以上 (45)		
最 高 使 用 圧 力	MPa	静水頭
最 高 使 用 温 度	℃	40
個	数	—
1		
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（緊急時対策所用発電機）として使用する緊急時対策所用燃料地下タンクは、以下の機能を有する。</p> <p>緊急時対策所用燃料地下タンクは、重大事故等時が発生した場合において、緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保する緊急時対策所用発電機用発電機の燃料を供給するために設置する。</p> <p>系統構成は、緊急時対策所用燃料地下タンクからタンクローリを使用し、緊急時対策所用発電機付燃料タンクへ燃料を供給できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>緊急時対策所用燃料地下タンクを重大事故等時において使用する場合の容量は、緊急時対策所用発電機を想定される負荷で7日間の連続運転が可能な容量とする。</p> <p>上記の条件を満足する緊急時対策所用燃料地下タンクの必要容量は、下記のように求める。</p> $V = C \times T$ <p>V : 必要容量 (kl) C : 燃料消費率 (l/h) = 22.8* T : 連続運転時間 (h) = 168</p> <p>注記* : 重大事故等対処設備として使用する 45%負荷における燃料消費率</p> $V = 22.8 / 1000 \times 168 = 3.83 \approx 3.9$ <p>上記から、緊急時対策所用燃料地下タンクの容量は、3.9klを上回る容量として45kl以上とする。</p> <p>公称値については、要求される容量と同じである45klとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用圧力の設定根拠

緊急時対策所用燃料地下タンクを重大事故等時において使用する場合の最高使用圧力は、緊急時対策所用燃料地下タンクが開放型タンクであることから、静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

緊急時対策所用燃料地下タンクを重大事故等で使用する場合の最高使用温度は、緊急時対策所用燃料地下タンクが開放型タンクであることから、外気の温度*を上回る 40℃とする。

注記*：外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5℃）とする。

4. 個数の設定根拠

緊急時対策所用燃料地下タンクは、重大事故等対処設備として緊急時対策所用発電機が想定される負荷で7日間運転継続可能な燃料を貯蔵するために必要となる1個を設置する。

名 称	タンクローリ給油用 7m ホース	
最高使用圧力	MPa	0.20
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	66.6
個 数	—	1 (予備 1)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本ホースは、タンクローリに接続するホースであり、重大事故等対処設備として、緊急時対策所用燃料地下タンクからタンクローリへの燃料を移送するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>本ホースは重大事故等時において使用する場合の圧力は、緊急時対策所用燃料地下タンクの最高使用圧力が静水頭であること、燃料移送先のタンクローリの車載ポンプの最高吐出圧力が 0.196MPa であることから最高吐出圧力 0.196MPa を上回る 0.20MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は、屋外で使用する可搬型設備であることから、外気の温度*を上回る 40℃とする。</p> <p>注記*：外気の温度は、松江市の過去最高気温 (38.5℃) とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続するタンクローリ取合部の仕様に合わせて選定したホースの外径である 66.6mm とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠</p> <p>本ホースは、重大事故等対処設備として緊急時対策所用燃料地下タンクの燃料をタンクローリに移送するために必要な本数である 1 本を保管することとし、予備 1 本を分散して保管する。</p>		

名	称	タンクローリ送油用 20m ホース
最高使用圧力	MPa	0.20
最高使用温度	℃	40
外径	mm	45
個数	—	1 (予備 1)
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本ホースは、タンクローリと緊急時対策所用発電機を接続するホースであり、重大事故等対処設備としてタンクローリから緊急時対策所用発電機への燃料を移送するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>本ホースは重大事故等時において使用する場合の圧力は、タンクローリの車載ポンプの最高吐出圧力が 0.196MPa であること及び燃料移送先である緊急時対策所用燃料地下タンクの最高使用圧力が静水頭であることから、タンクローリの車載ポンプの最高吐出圧力 0.196MPa を上回る 0.20MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時におけるタンクローリの使用温度と同じ 40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は、取合部の仕様に合わせて選定したホースの外径である 45mm とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠</p> <p>本ホースは、重大事故等対処設備としてタンクローリの燃料を緊急時対策所用発電機に移送するために必要な本数であるタンクローリ 1 個当たり 1 本を保管することとし、予備 1 本（非常用電源設備のうち非常用発電設備（高圧発電機車）の予備と兼用）を分散して保管する。</p>		

名	称	緊急時対策所用発電機用発電機
容	量	kVA/個
個	数	—
		220
		2 (予備 2)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（緊急時対策所用発電機）として使用する緊急時対策所用発電機用発電機は、以下の機能を有する。</p> <p>緊急時対策所用発電機用発電機は、重大事故等が発生した場合において緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>緊急時対策所用発電機用発電機は、全交流動力電源が喪失した場合に、緊急時対策所 発電機接続プラグ盤に接続することで必要な設備に電力を供給できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>緊急時対策所用発電機用発電機を重大事故等時に使用する場合の容量に関しては、添付書類 VI-1-9-1-1 「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて説明する。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>緊急時対策所用発電機用発電機は、重大事故等対処設備として緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するため、1 個で必要な容量を有するものを燃料補給時の切替を考慮して合計 2 個を保管することに加え、保守点検による待機除外時のバックアップとして予備を 2 個保管する。</p>		

名	称	緊急時対策所用発電機用励磁装置	
容	量	kVA/個	6.8
個	数	—	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（緊急時対策所用発電機）として使用する緊急時対策所用発電機用励磁装置は、以下の機能を有する。</p> <p>緊急時対策所用発電機用励磁装置は、重大事故等が発生した場合において緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保する緊急時対策所用発電機用発電機を励磁するために設置する。</p> <p>緊急時対策所用発電機用励磁装置は、全交流動力電源が喪失した場合に、緊急時対策所 発電機接続プラグ盤に接続することで必要な設備に電力を供給する緊急時対策所用発電機用発電機を励磁できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>緊急時対策所用発電機用励磁装置を重大事故等時に使用する場合の容量は、緊急時対策所用発電機用発電機のメーカーによる開発段階で、6.8kVAの容量であれば、緊急時対策所用発電機用発電機の励磁に関して、性能上問題ないことを確認している。</p> <p>以上より、励磁装置の容量は6.8kVAとする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>緊急時対策所用発電機用励磁装置は、緊急時対策所用発電機用の励磁装置であるため、重大事故等対処設備として緊急時対策所用発電機用発電機を励磁するために必要な個数である緊急時対策所用発電機用発電機1個につき1個設置する。</p>			

2.2 その他の電源装置

2.2.1 無停電電源装置

名	称	計装用無停電交流電源装置
容	量	kVA/個
個	数	—
		25
		2
【設定根拠】 (概要) 計装用無停電交流電源装置は、設計基準対象施設の安全性を確保する上で特に必要な、発電用原子炉の安全停止状態を確認するための計装設備への電力を確保するために設置する。 1. 容量の設定根拠 設計基準事故時に使用する計装用無停電交流電源装置の容量は、下流に設置されている計装設備の全負荷容量を供給できる設計とする。 計装用無停電交流電源装置の負荷容量を表 2.2.1-1 及び表 2.2.1-2 に示す。 表 2.2.1-1 及び表 2.2.1-2 より、計装用無停電交流電源装置の負荷容量のうち、最大となる B-計装用無停電交流電源装置の 18kVA に対し、十分な余裕を有する 25kVA/個とする。		

【設 定 根 拠】（続き）

表 2.2.1-1 A-計装用無停電交流電源装置の負荷容量

負荷名称	負荷容量(kVA)
原子炉保護系制御	1.2
隔離弁制御	0.6
中性子計装	1.3
放射線モニタ	3.2
その他の負荷	6.5
合 計	12.8

表 2.2.1-2 B-計装用無停電交流電源装置の負荷容量

負荷名称	負荷容量(kVA)
原子炉保護系制御	1.2
隔離弁制御	0.6
中性子計装	1.3
放射線モニタ	4.9
制御棒手動操作・監視系	4.7
地震観測	2.1
構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物 屋上）	0.4
津波監視カメラ	0.9
その他の負荷	1.9
合 計	18

2. 個数の設定根拠

計装用無停電交流電源装置は、設計基準対象施設として発電用原子炉の安全停止状態を確認するための計装設備への電力を確保するために必要な個数である各系列に1個とし、合計2個設置する。

名	称	230V 系充電器（常用）
容	量	A/個
個	数	—
		1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する 230V 系充電器（常用）は、以下の機能を有する。

230V 系充電器（常用）は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池が枯渇）した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する可搬型直流電源設備として、高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、メタクラ切替盤、緊急用メタクラ、SA ロードセンタ及び SA1 コントロールセンタを介して 230V 系充電器（常用）を経由して、230V 系直流盤（常用）へ電力を供給できる設計とする。又は、高圧発電機車を緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続し、緊急用メタクラ、SA ロードセンタ及び SA1 コントロールセンタを介して 230V 系充電器（常用）を経由して、230V 系直流盤（常用）へ電力を供給できる設計とする。

230V 系充電器（常用）の電圧は、下流に設置されている 230V 系直流盤（常用）の電圧と同じ 230V とする。

1. 容量の設定根拠

1.1 蓄電池の機能維持設備としての運用

230V 系充電器（常用）は、安全パラメータ表示システム（SPDS）に電力を供給しながら、230V 系蓄電池（常用）を 10 時間で回復充電できる設計とする。

230V 系充電器（常用）の容量は、表 2.2.1-3 に示す 230V 系蓄電池（常用）回復充電時の最大負荷 165A に対し、十分な余裕を有する 200A/個とする。

表 2.2.1-3 230V 系蓄電池（常用）回復充電時の最大負荷

負荷名称	負荷電流 (A)
安全パラメータ表示システム (SPDS)	15
230V 系蓄電池 (常用) の回復充電電流	150
合計	165

【設 定 根 拠】（続き）

1.2 可搬型直流電源設備としての運用

230V系充電器（常用）は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池が枯渇）した場合、高圧発電機車の交流出力を230V系充電器（常用）により直流へ変換することで、直流負荷へ電力を供給できる設計とする。

230V系充電器（常用）の容量は、表2.2.1-4に示す設計基準対象施設の電源が喪失後1分以降、連続的に給電される負荷電流の47Aに対し、十分な余裕を有する200A/個とする。

表2.2.1-4 230V系充電器（常用）の全交流動力電源喪失時に必要となる最大負荷

負荷名称	負荷電流(A)
RCIC 真空ポンプ	23
RCIC 復水ポンプ	24
合 計	47

2. 個数の設定根拠

230V系充電器（常用）は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である1個設置する。

名	称	B1-115V 系充電器 (SA)
容	量	A/個
個	数	—
		200
		1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する B1-115V 系充電器 (SA) は、以下の機能を有する。</p> <p>B1-115V 系充電器 (SA) は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池が枯渇）した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する可搬型直流電源設備として、高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、メタクラ切替盤、緊急用メタクラ、SA ロードセンタ及び SA1 コントロールセンタを介して B1-115V 系充電器 (SA) を経由して、B-115V 系直流盤 (SA) へ電力を供給できる設計とする。又は、高圧発電機車を緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続し、緊急用メタクラ、SA ロードセンタ及び SA1 コントロールセンタを介して B1-115V 系充電器 (SA) を経由して、B-115V 系直流盤 (SA) へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>B1-115V 系充電器 (SA) の電圧は、下流に設置されている B-115V 系直流盤 (SA) の電圧と同じ 115V とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>1.1 蓄電池の機能維持設備としての運用</p> <p>B1-115V 系充電器 (SA) は、直流制御電源を供給しながら、B1-115V 系蓄電池 (SA) を 10 時間で回復充電できる設計とする。</p> <p>B1-115V 系充電器 (SA) の容量は、表 2.2.1-5 に示す B1-115V 系蓄電池 (SA) 回復充電時の最大負荷 180A に対し、十分な余裕を有する 200A/個とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

表 2.2.1-5 B1-115V 系蓄電池 (SA) 回復充電時の最大負荷

負荷名称	負荷電流(A)
SA 対策設備用分電盤(1) (燃料プール水位・温度 (S A) 等)	30
B1-115V 系蓄電池 (SA) の回復充電電流	150
合 計	180

1.2 可搬型直流電源設備としての運用

B1-115V 系充電器 (SA) は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池が枯渇）した場合、高圧発電機車の交流出力を B1-115V 系充電器 (SA) により直流へ変換することで、直流負荷へ電力を供給できる設計とする。

B1-115V 系充電器 (SA) の容量は、表 2.2.1-6 に示す設計基準対象施設の電源が喪失後 1 分以降、連続的に給電される負荷電流の 55A に対し、十分な余裕を有する 200A/個とする。

表 2.2.1-6 B1-115V 系充電器 (SA) の全交流動力電源喪失時に必要となる最大負荷

負荷名称	負荷電流(A)
SA 対策設備用分電盤(1) (燃料プール水位・温度 (S A) 等)	30
直流非常灯（中央制御室照明）	10
直流制御電源（代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)，RCIC 制御回路 等)	15
合 計	55

2. 個数の設定根拠

B1-115V 系充電器 (SA) は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

名	称	SA 用 115V 系充電器
容	量	A/個
個	数	—
		200
		1

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する SA 用 115V 系充電器は、以下の機能を有する。

SA 用 115V 系充電器は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池が枯渇）した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する可搬型直流電源設備として、高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、メタクラ切替盤、緊急用メタクラ、SA ロードセンタ及び SA1 コントロールセンタを介して SA 用 115V 系充電器を経由して、SA 対策設備用分電盤(2)へ電力を供給できる設計とする。又は、高圧発電機車を緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続し、緊急用メタクラ、SA ロードセンタ及び SA1 コントロールセンタを介して SA 用 115V 系充電器を経由して、SA 対策設備用分電盤(2)へ電力を供給できる設計とする。

SA 用 115V 系充電器の電圧は、下流に設置されている SA 対策設備用分電盤(2)の電圧と同じ 115V とする。

1. 容量の設定根拠

1.1 蓄電池の機能維持設備としての運用

SA 用 115V 系充電器は、直流制御電源を供給しながら、SA 用 115V 系蓄電池を 10 時間で回復充電できる設計とする。

SA 用 115V 系充電器の容量は、表 2.2.1-7 に示す SA 用 115V 系蓄電池回復充電時の最大負荷 197A に対し、十分な余裕を有する 200A/個とする。

表 2.2.1-7 SA 用 115V 系蓄電池回復充電時の最大負荷

負荷名称	負荷電流 (A)
SA 対策設備用分電盤(2) (SRV 用電源切替盤, 重大事故操作盤等)	46.6
SA 用 115V 系蓄電池の回復充電電流	150
合 計*	197

注記*：負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。

【設 定 根 拠】（続き）

1.2 可搬型直流電源設備としての運用

SA 用 115V 系充電器は，設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池が枯渇）した場合，高圧発電機車の交流出力を SA 用 115V 系充電器により直流へ変換することで，直流負荷へ電力を供給できる設計とする。

SA 用 115V 系充電器の容量は，表 2.2.1-8 に示す設計基準対象施設の電源が喪失後 1 分以降，連続的に給電される負荷電流の 47A に対し，十分な余裕を有する 200A/個とする。

表 2.2.1-8 SA 用 115V 系充電器の全交流動力電源喪失時に必要となる最大負荷

負荷名称	負荷電流 (A)
SA 対策設備用分電盤 (2) (SRV 用電源切替盤, 重大事故操作盤等)	46.6
合 計*	47

注記*：負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。

2. 個数の設定根拠

SA 用 115V 系充電器は，重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.2.2 電力貯蔵装置

名	称	230V 系蓄電池 (RCIC)
容	量	Ah/組
個	数	組
		1500 (10 時間率)
		1 (1 組当たり 108 個)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>230V 系蓄電池 (RCIC) は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約 70 分を包絡した 24 時間にわたり、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための原子炉隔離時冷却系の直流負荷が動作することが可能な容量を有する設計とする。</p> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する 230V 系蓄電池 (RCIC) は、以下の機能を有する。</p> <p>230V 系蓄電池 (RCIC) は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失 (全交流動力電源喪失) した場合に、所内常設蓄電式直流電源設備として 230V 系蓄電池 (RCIC) を使用し、24 時間にわたり、重大事故等時の対応に必要な設備に直流電力の供給を行うことが可能な設計とする。</p> <p>1. 計算条件</p> <ol style="list-style-type: none"> 蓄電池容量算定法は下記規格による。 電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014) 蓄電池温度は+10℃とする。 放電終止電圧は 1.8V/セルとする。 蓄電池容量換算時間は SBA S 0601-2014 による。 ただし、SBA S 0601-2014 による放電標準特性から+10℃、1.8V/セル特性に換算したものとす。 保守率は 0.8 とする。 		

【設定根拠】(続き)

2. 容量の設定根拠

(1) 蓄電池負荷内訳

表 2.2.2-1 230V 系蓄電池(RCIC)負荷

No	負荷名称	負荷電流と運転時間		備考
		1分以内	1440分(24時間)	
1	RCIC 復水ポンプ	60 A	24 A	
2	RCIC 真空ポンプ	58 A	23 A	
3	RCIC 注水弁	86 A	—	
4	その他の弁(ミニマムフロー弁, 復水器冷却水入口弁, タービン蒸気入口弁等)	82 A	—	
合計		286 A	47 A	

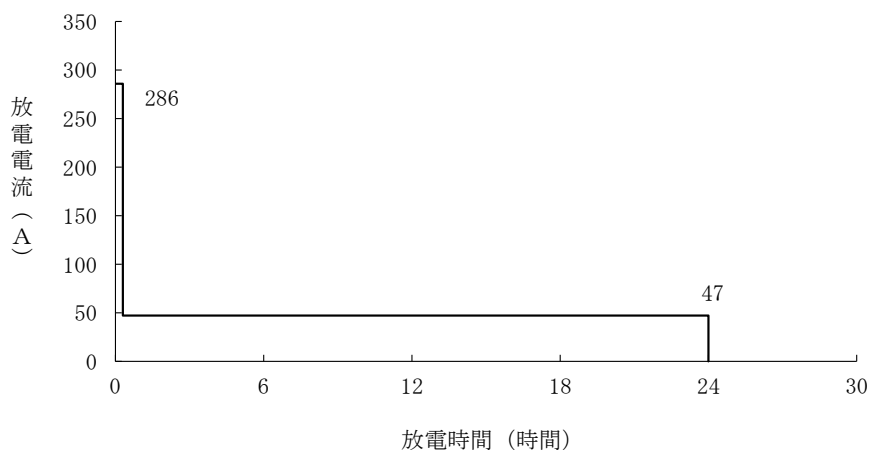


図 2.2.2-1 230V 系蓄電池(RCIC)負荷曲線

(2) 容量計算結果

230V 系蓄電池(RCIC)の容量は、以下の計算結果を上回る容量とし、1500Ah とする。

$$C = 1/0.8 \times [24.32 \times 286 + 24.32 \times (47 - 286)] = 1429 \text{ Ah}$$

・容量算出の一般式

$$C = \frac{1}{L} [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \dots + K_n (I_n - I_{n-1})]$$

ここで、C : +10℃における定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

K_n : 放電時間, 蓄電池の最低温度 (+10℃) 及び許容できる最低電圧 (1.80V/セル) によって決められる容量換算時間 (時)

I_n : 負荷電流 (A)

サフィックス 1, 2, 3……, n : 負荷電流の変化の順に付番による。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 個数の設定根拠

230V 系蓄電池（RCIC）は、設計基準対象施設として全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでに必要な容量を有するために必要な個数である 1 組（1 組当たり 108 個）設置とする。

230V 系蓄電池（RCIC）は、設計基準対象施設として 1 組（1 組当たり 108 個）設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称		115V 系蓄電池		
		A-115V 系蓄電池	B-115V 系蓄電池	B1-115V 系蓄電池 (SA)
容 量	Ah/組	1200 (10 時間率)	3000 (10 時間率)	1500 (10 時間率)
個 数	組	2		
		(1 組当たり 54 個)	(1 組当たり B : 54 個, B1 : 54 個)	
<p>1. 115V 系蓄電池のうち A-115V 系蓄電池</p> <p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>A-115V 系蓄電池は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約 70 分に対し、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性の確保のための設備（原子炉格納容器圧力及びサプレッションプール水温度等）が動作することが可能な容量を有する設計とする。</p> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する A-115V 系蓄電池は、以下の機能を有する。</p> <p>A-115V 系蓄電池は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、A-115V 系蓄電池を使用し、70 分後に必要な負荷以外を切り離して残り 6 時間 50 分の合計 8 時間にわたり、重大事故等時の対応に必要な設備に直流電力の供給を行うことが可能な設計とする。</p> <p>1.1 計算条件</p> <ol style="list-style-type: none"> 蓄電池容量算定法は下記規格による。 電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」（SBA S 0601-2014） 蓄電池温度は+10℃とする。 放電終止電圧は 1.75V/セルとする。 蓄電池容量換算時間は SBA S 0601-2014 による。 ただし、SBA S 0601-2014 による放電標準特性から+10℃、1.75V/セル特性に換算したものとす。 保守率は 0.8 とする。 				

【設定根拠】（続き）

1.2 容量の設定根拠

(1) 蓄電池負荷内訳

表 2.2.2-2 A-115V 系蓄電池負荷

No	負荷名称	負荷電流と運転時間			備考
		1分以内	70分	480分 (8時間)	
1	M/C, L/C 遮断器制御*	327 A	—	—	
2	ディーゼル発電機初期励磁*	(230) A	—	—	
3	A-計装用無停電交流電源装置	154 A	154 A	—	
4	直流非常灯, 直流制御電源 (代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) 等)	82 A	82 A	82 A	
合計		563 A	236 A	82 A	

注記*：ディーゼル発電機初期励磁と M/C, L/C 遮断器制御は重なって動作されることはないため、値の大きいほうのみを蓄電池容量計算上含める。

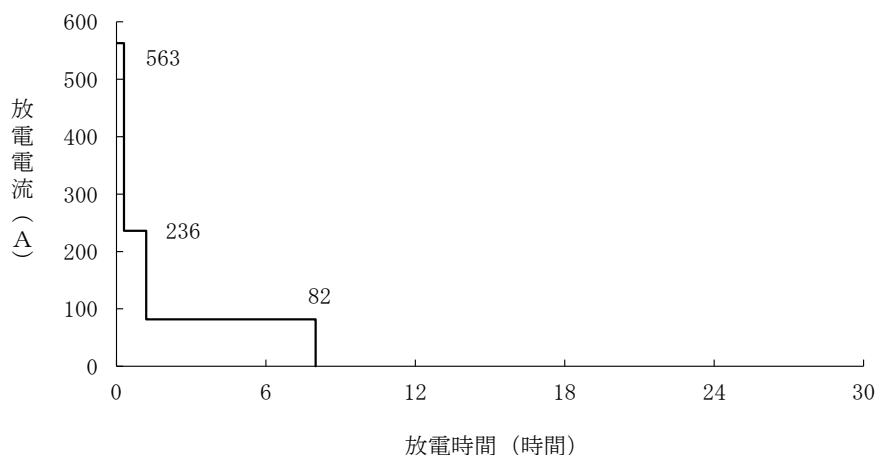


図 2.2.2-2 A-115V 系蓄電池負荷曲線

(2) 容量計算結果

A-115V 系蓄電池の容量は、以下の計算結果を上回る容量とし、1200Ah とする。

$$C = 1/0.8 \times [9.50 \times 563 + 9.50 \times (236 - 563) + 8.54 \times (82 - 236)] = 1159 \text{ Ah}$$

・容量算出の一般式

$$C = \frac{1}{L} [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \dots + K_n (I_n - I_{n-1})]$$

ここで、C：+10℃における定格放電率換算容量 (Ah)

L：保守率 (0.8)

K_n ：放電時間、蓄電池の最低温度 (+10℃) 及び許容できる最低電圧 (1.75V/セル) によって決められる容量換算時間 (時)

I_n ：負荷電流 (A)

サフィックス 1, 2, 3, ..., n：負荷電流の変化の順に付番による。

【設 定 根 拠】（続き）

1.3 個数の設定根拠

A-115V 系蓄電池は，設計基準対象施設として全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでに必要な容量を有するために必要な個数である 1 組（1 組当たり 54 個）設置とする。

A-115V 系蓄電池は，設計基準対象施設として設置しているものを重大事故等時における設計条件にて使用するため，設計基準対象施設として 1 組（1 組当たり 54 個）設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

1.4 負荷切り離し

A-115V 系蓄電池から給電する直流盤の負荷切り離しをまとめたものを表 2.2.2-3 に示す。

表 2.2.2-3 A-115V 系直流盤負荷切り離し（操作盤所：廃棄物処理建物 1 階）

負荷名称	経過時間		備考
	0～70 分	70 分～8 時間	
2A-メタクラ	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
2A1-ロードセンタ	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
2A2-ロードセンタ	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
遮断器テスト電源 (常用電気室 M/C)	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
2C-ロードセンタ	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
遮断器テスト電源 (A-非常用電気室)	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
A-ディーゼル発電機 AVR 盤	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
A-計装用無停電 交流電源装置	○	×	パラメータ確認終了後は使用しないため。

【設 定 根 拠】

2. 115V 系蓄電池のうち B-115V 系蓄電池及び B1-115V 系蓄電池 (SA)

(概 要)

・設計基準対象施設

B-115V 系蓄電池及び B1-115V 系蓄電池 (SA) は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約 70 分を包絡した 8 時間にわたり、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性の確保のための設備 (原子炉格納容器圧力及びサプレッションプール水温度等) が動作することが可能な容量を有する設計とする。

・重大事故等対処設備

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する B-115V 系蓄電池及び B1-115V 系蓄電池 (SA) は、以下の機能を有する。

B-115V 系蓄電池及び B1-115V 系蓄電池 (SA) は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準対象施設の電源が喪失 (全交流動力電源喪失) した場合に、所内常設蓄電式直流電源設備として B-115V 系蓄電池及び B1-115V 系蓄電池 (SA) を使用し、負荷切り離しを行わずに 8 時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり、重大事故等時の対応に必要な設備に直流電力の供給を行うことが可能な設計とする。

2.1 計算条件

(1) 蓄電池容量算定法は下記規格による。

電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」 (SBA S 0601-2014)

(2) 蓄電池温度は +10°C とする。

(3) 放電終止電圧は 1.75V/セルとする。

(4) 蓄電池容量換算時間は SBA S 0601-2014 による。

ただし、SBA S 0601-2014 による放電標準特性から +10°C、1.75V/セル特性に換算したものとする。

(5) 保守率は 0.8 とする。

【設定根拠】(続き)

2.2.1 容量の設定根拠 (B-115V 系蓄電池)

(1) 蓄電池負荷内訳

表 2.2.2-4 B-115V 系蓄電池負荷

No	負荷名称	負荷電流と運転時間		備考
		1 分以内	510 分*1 (8.5 時間)	
1	M/C, L/C 遮断器制御*2	334 A	—	
2	ディーゼル発電機初期励磁*2	(230) A	—	
3	直流非常灯	50 A	50 A	
4	直流制御電源 (代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能), RCIC 制御回路及び AM 設備制御盤等)	65 A	65 A	
5	B-計装用無停電交流電源装置	154 A	154 A	
合 計		603 A	269 A	

注記*1: B-115V 系蓄電池は事象発生後 8 時間後から負荷切替作業を実施するが、作業時間を考慮し 8.5 時間給電を継続するものとして容量を計算する。

*2: ディーゼル発電機初期励磁と M/C, L/C 遮断器制御は重なって動作されることはないため、値の大きいほうのみを蓄電池容量計算上含める。

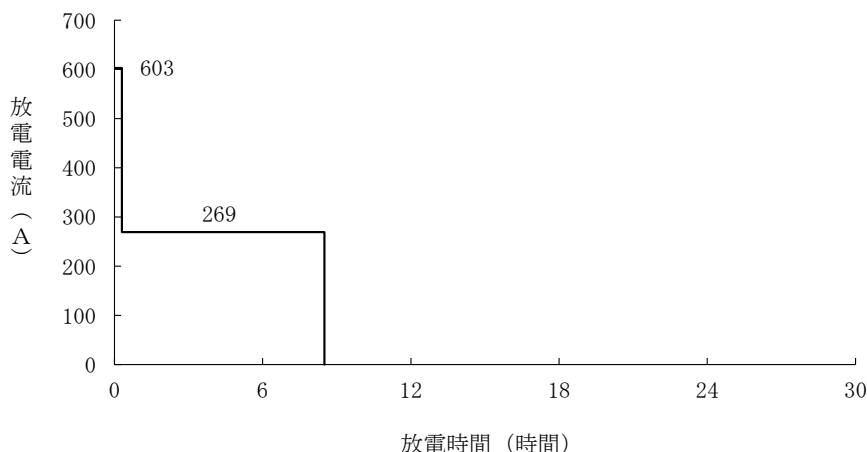


図 2.2.2-3 B-115V 系蓄電池負荷曲線

(2) 容量計算結果

B-115V 系蓄電池の容量は、以下の計算結果を上回る容量とし、3000Ah とする。

$$C = 1/0.8 \times [8.79 \times 603 + 8.79 \times (269 - 603)] = 2956 \text{ Ah}$$

・容量算出の一般式

$$C = \frac{1}{L} [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \dots + K_n (I_n - I_{n-1})]$$

ここで、C: +10℃における定格放電率換算容量 (Ah)

L: 保守率 (0.8)

K_n : 放電時間、蓄電池の最低温度 (+10℃) 及び許容できる最低電圧 (1.75V/セル) によって決められる容量換算時間 (時)

I_n : 負荷電流 (A)

サフィックス 1, 2, 3, ..., n: 負荷電流の変化の順に付番による。

【設定根拠】（続き）

2.2.2 容量の設定根拠（B1-115V系蓄電池（SA））

(1) 蓄電池負荷内訳

表 2.2.2-5 B1-115V系蓄電池（SA）負荷

No	負荷名称	負荷電流と運転時間			備考
		480分 (8時間)	1439分 (23時間59分)	1440分 (24時間)	
1	M/C, L/C 遮断器制御	—	—	100 A*	
2	直流非常灯（中央制御室照明）	—	10 A	10 A	
3	直流制御電源（代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）、RCIC制御回路等）	—	15 A	15 A	
4	SA 対策設備用分電盤(1)（燃料プール水位・温度（SA）等）	30 A	30 A	30 A	
合計		30 A	55 A	155 A	

注記*：常設代替交流電源設備からの電源供給を考慮し、24時間後に遮断器を投入する。

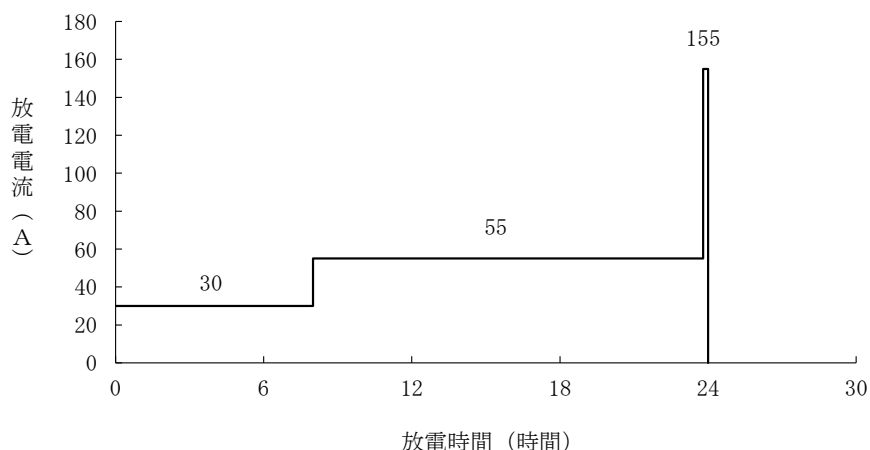


図 2.2.2-4 B1-115V系蓄電池（SA）負荷曲線

(2) 容量計算結果

B1-115V系蓄電池（SA）の容量は、以下の計算結果を上回る容量とし、1500Ahとする。

$$C = 1/0.8 \times [23.88 \times 30 + 15.88 \times (55 - 30) + 0.56 \times (155 - 55)] = 1462 \text{ Ah}$$

・容量算出の一般式

$$C = \frac{1}{L} [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \dots + K_n (I_n - I_{n-1})]$$

ここで、C：+10℃における定格放電率換算容量（Ah）

L：保守率（0.8）

K_n ：放電時間、蓄電池の最低温度（+10℃）及び許容できる最低電圧（1.75V/セル）によって決められる容量換算時間（時）

I_n ：負荷電流（A）

サフィックス 1, 2, 3, …, n：負荷電流の変化の順に付番による。

【設定根拠】（続き）

2.3 個数の設定根拠

B-115V系蓄電池及びB1-115V系蓄電池（SA）は、設計基準対象施設として全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでに必要な容量を有するために必要な個数である1組（1組当たりB：54個，B1：54個）設置とする。

B-115V系蓄電池及びB1-115V系蓄電池（SA）は、設計基準対象施設として1組（1組当たりB：54個，B1：54個）設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

2.4 負荷切り離し

B-115V系蓄電池及びB1-115V系蓄電池（SA）から給電する直流盤及び分電盤の負荷切り離しをまとめたものを表2.2.2-6～表2.2.2-8に示す。

表2.2.2-6 B-非常用直流電灯盤負荷切り離し（操作盤所：廃棄物処理建物地下中1階）

負荷名称	経過時間		備考
	0～8時間	8～24時間	
原子炉建物照明 地下1階	○	×	事象発生8時間以降の対策で使用を想定しないため。
廃棄物処理建物照明 地下中1階	○	×	事象発生8時間以降の対策で使用を想定しないため。
廃棄物処理建物照明 1階	○	×	事象発生8時間以降の対策で使用を想定しないため。
原子炉建物照明 2階	○	×	事象発生8時間以降の対策で使用を想定しないため。

【設定根拠】(続き)

表 2.2.2-7 B-115V 系直流盤負荷切り離し (操作盤所: 廃棄物処理建物地下中 1 階)

負荷名称	経過時間		備考
	0~8 時間	8~24 時間	
2B-メタクラ	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
2B1-ロードセンタ	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
2B2-ロードセンタ	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
遮断器テスト電源 (常用電気室 L/C)	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
2D-ロードセンタ	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
遮断器テスト電源 (B-非常用電気室)	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
B-ディーゼル発電機 AVR 盤	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
B-計装用無停電 交流電源装置	○	×	事象発生 8 時間以降の対策で使用を想定しないため。
B-再循環 MG 開閉器盤	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
B-中央分電盤 (常用)	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
B-ディーゼル発電機制御盤	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
中央制御室外原子炉停止制 御盤	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。

【設 定 根 拠】 (続き)

表 2.2.2-8 B-中央分電盤(非常用)負荷切り離し (操作盤所：廃棄物処理建物1階)

負荷名称	経過時間		備考
	0～8 時間	8～24 時間	
RCW 遮断弁回路	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
共通盤 (HVAC)	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
後備スクラムパイロット弁回路	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
S II-RCW, RSW 論理回路	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
B, C-RHR 論理回路	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
B-SGT 論理回路	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
B-PLR ポンプモータ不足電圧継電器盤	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
B-計装用無停電交流電源装置	○	×	事象発生 8 時間以降の対策で使用を想定しないため。
B-中央制御室冷凍機制御盤	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
AM 設備制御盤	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
B-R/B オペフロ水素濃度計測盤	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。 事象発生 8 時間以降の対策で使用を想定しないため。
2D2, 2D3-R/B コントロールセンタ切替盤	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
B1-水素検出装置盤 (B2-水素検出装置盤)	○	×	事象発生 8 時間以降の対策で使用を想定しないため。
補助消火ポンプ制御盤	○	×	事象発生 8 時間以降の対策で使用を想定しないため。
2S-R/B コントロールセンタ	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。

名	称	SA 用 115V 系蓄電池
容	量	Ah/組
個	数	組
		1500 (10 時間率)
		1 (1 組当たり 54 個)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する SA 用 115V 系蓄電池は、以下の機能を有する。</p> <p>SA 用 115V 系蓄電池は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準対象施設の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、所内常設蓄電式直流電源設備として SA 用 115V 系蓄電池を使用し、24 時間にわたり、重大事故等時の対応に必要な設備に直流電力の供給を行うことが可能な設計とする。</p> <p>1. 計算条件</p> <p>(1) 蓄電池容量算定法は下記規格による。 電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014)</p> <p>(2) 蓄電池温度は+10℃とする。</p> <p>(3) 放電終止電圧は 1.75V/セルとする。</p> <p>(4) 蓄電池容量換算時間は SBA S 0601-2014 による。 ただし、SBA S 0601-2014 による放電標準特性から+10℃、1.75V/セル特性に換算したものととする。</p> <p>(5) 保守率は 0.8 とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 容量の設定根拠

(1) 蓄電池負荷内訳

表 2.2.2-9 SA 用 115V 系蓄電池負荷

No	負荷名称	負荷電流と運転時間			備考
		1 分以内	1439 分 (23 時間 59 分)	1440 分 (24 時間)	
1	HPAC 注水弁等	236 A	—	—	
2	RCIC HPAC タービン蒸気入口弁*	110 A	0.2 A	110 A	
3	SA 対策設備用分電盤(2) (SRV 用電源切替盤, 重 大事故操作盤等)	46.6 A	46.6 A	46.6 A	
合 計		392.6 A	46.8 A	156.6 A	

注記* : RCIC HPAC タービン蒸気入口弁は約 1 時間の間欠運転を想定し, SBA S 0601-2014 に示す手法で評価する。

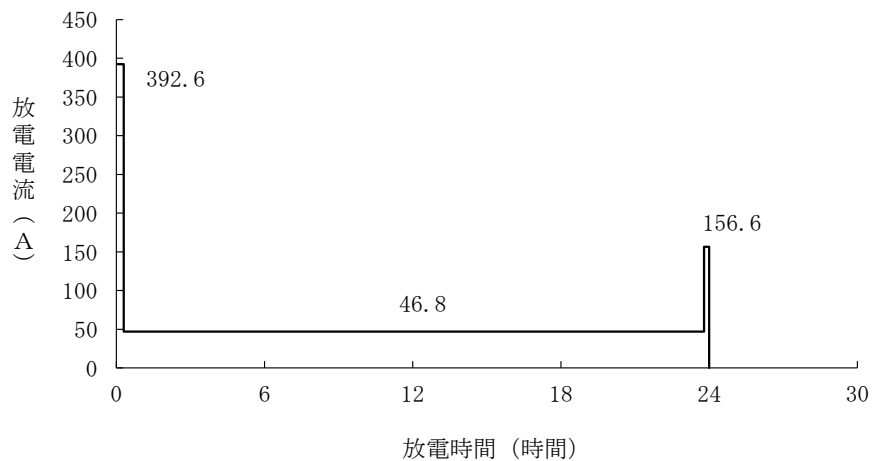


図 2.2.2-5 SA 用 115V 系蓄電池負荷曲線

(2) 容量計算結果

SA 用 115V 系蓄電池の容量は, 以下の計算結果を上回る容量とし, 1500Ah とする。

$$C = 1/0.8 \times [23.88 \times 392.6 + 23.88 \times (46.8 - 392.6) + 0.56 \times (156.6 - 46.8)] = 1474 \text{ Ah}$$

・容量算出の一般式

$$C = \frac{1}{L} [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \dots + K_n (I_n - I_{n-1})]$$

ここで, C : +10°Cにおける定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

K_n : 放電時間, 蓄電池の最低温度 (+10°C) 及び許容できる最低電圧 (1.75V/セル) によって決められる容量換算時間 (時)

I_n : 負荷電流 (A)

サフィックス 1, 2, 3, ..., n : 負荷電流の変化の順に付番による。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 個数の設定根拠

SA 用 115V 系蓄電池は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 組（1 組当たり 54 個）設置する。

名	称	高压炉心スプレイ系蓄電池
容	量	Ah/組
個	数	組
		500 (10 時間率)
		1 (1 組当たり 54 個)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>高压炉心スプレイ系蓄電池は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約 70 分を包括した 8 時間にわたり、高压炉心スプレイ系の直流負荷が動作することが可能な容量を有する設計とする。</p> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する高压炉心スプレイ系蓄電池は、以下の機能を有する。</p> <p>高压炉心スプレイ系蓄電池は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、高压炉心スプレイ系蓄電池を使用し、8 時間にわたり、重大事故等時の対応に必要な設備に直流電力の供給を行うことが可能な設計とする。</p> <p>1. 計算条件</p> <ol style="list-style-type: none"> 蓄電池容量算定法は下記規格による。 電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014) 蓄電池温度は+10℃とする。 放電終止電圧は 1.75V/セルとする。 蓄電池容量換算時間は SBA S 0601-2014 による。 ただし、SBA S 0601-2014 による放電標準特性から+10℃、1.75V/セル特性に換算したものとす。 保守率は 0.8 とする。 		

【設定根拠】(続き)

2. 容量の設定根拠

(1) 蓄電池負荷内訳

表 2.2.2-10 高圧炉心スプレイ系蓄電池負荷

No	負荷名称	負荷電流と運転時間		備考
		1分以内	480分(8時間)	
1	M/C 遮断器制御*	(107) A	—	
2	ディーゼル発電機 初期励磁*	300 A	—	
3	直流制御電源 (HPCS 継電器盤, HPCS トリップ設定器盤等)	15 A	15 A	
合計		315 A	15 A	

注記* : ディーゼル発電機初期励磁と M/C 遮断器制御は重なって動作されることはないため、値の大きいほうのみを蓄電池容量計算上含める。

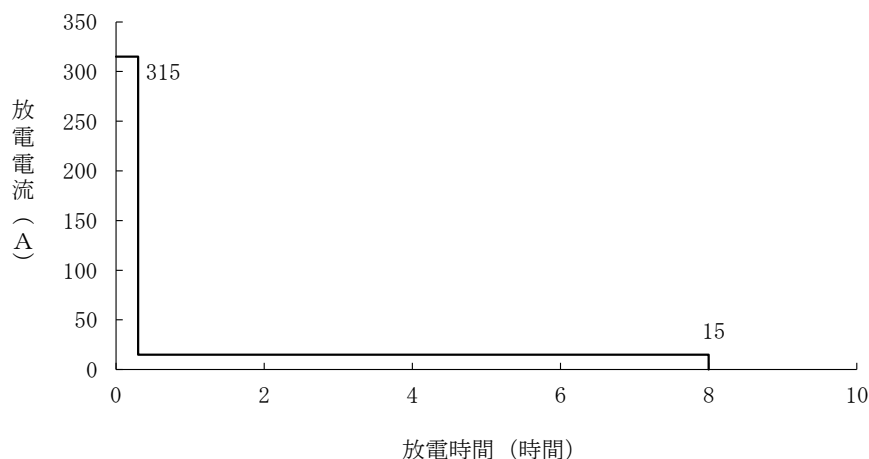


図 2.2.2-6 高圧炉心スプレイ系蓄電池負荷曲線

(2) 容量計算結果

高圧炉心スプレイ系蓄電池の容量は、以下の計算結果を上回る容量とし、500Ah とする。

$$C = 1/0.8 \times [1.13 \times 315] = 445 \text{ Ah}$$

・容量算出の一般式

$$C = \frac{1}{L} [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \dots + K_n (I_n - I_{n-1})]$$

ここで、C : +10℃における定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

K_n : 放電時間、蓄電池の最低温度 (+10℃) 及び許容できる最低電圧 (1.75V/セル) によって決められる容量換算時間 (時)

I_n : 負荷電流 (A)

サフィックス 1, 2, 3, ..., n : 負荷電流の変化の順に付番による。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 個数の設定根拠

高圧炉心スプレイ系蓄電池は、設計基準対象施設として全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでに必要な容量を有するために必要な個数である1組（1組当たり54個）設置とする。

高圧炉心スプレイ系蓄電池は、設計基準対象施設として1組（1組当たり54個）設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	原子炉中性子計装用蓄電池
容	量	Ah/組
個	数	組
		90 (10 時間率)
		2 (1 組当たり 24 個)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>原子炉中性子計装用蓄電池は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約 70 分を包括した 4 時間にわたり、計装設備が動作することが可能な容量を有する設計とする。</p> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する原子炉中性子計装用蓄電池は、以下の機能を有する。</p> <p>原子炉中性子計装用蓄電池は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、原子炉中性子計装用蓄電池を使用し、4 時間にわたり、重大事故等時の対応に必要な設備に直流電力の供給を行うことが可能な設計とする。</p> <p>1. 計算条件</p> <ol style="list-style-type: none"> 蓄電池容量算定法は下記規格による。 電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014) 蓄電池温度は+10℃とする。 放電終止電圧は 1.75V/セルとする。 蓄電池容量換算時間は SBA S 0601-2014 による。 ただし、SBA S 0601-2014 による放電標準特性から+10℃、1.75V/セル特性に換算したものととする。 保守率は 0.8 とする。 		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 容量の設定根拠

(1) 蓄電池負荷内訳

表 2.2.2-11 原子炉中性子計装用蓄電池負荷

No	負荷名称	負荷電流と運転時間		備考
		4 時間		
1	中性子計装及び 中間領域中性子計装	4	A	
2	補助装置	3	A	
3	地震検出器	3	A	
合 計		10	A	

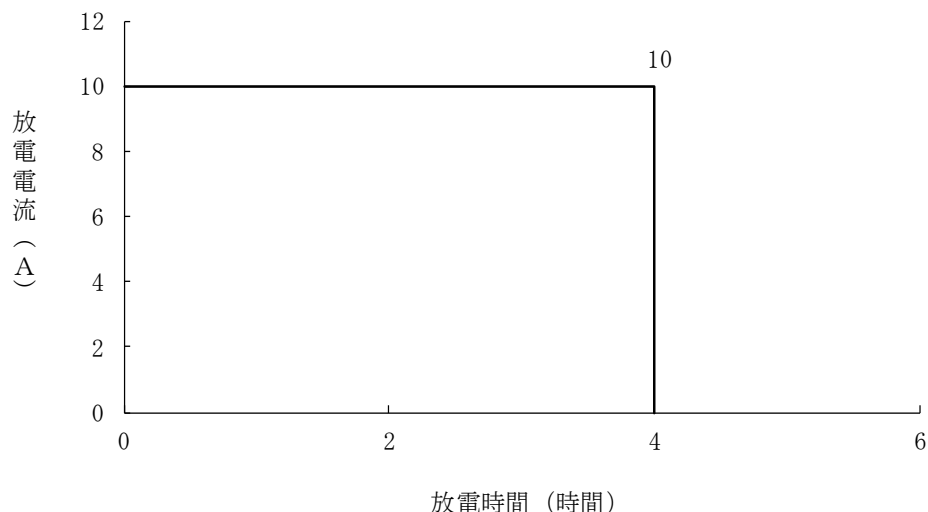


図 2.2.2-7 原子炉中性子計装用蓄電池負荷曲線

(2) 容量計算結果

原子炉中性子計装用蓄電池の容量は，以下の計算結果を上回る容量とし，90Ah とする。

$$C = 1/0.8 \times [6.10 \times 10] = 77 \text{ Ah}$$

・容量算出の一般式

$$C = \frac{1}{L} [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \dots + K_n (I_n - I_{n-1})]$$

ここで，C：+10℃における定格放電率換算容量（Ah）

L：保守率（0.8）

K_n ：放電時間，蓄電池の最低温度（+10℃）及び許容できる最低電圧（1.75V/セル）によって決められる容量換算時間（時）

I_n ：負荷電流（A）

サフィックス 1, 2, 3……, n：負荷電流の変化の順に付番による。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 個数の設定根拠

原子炉中性子計装用蓄電池は、設計基準対象施設として全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでに必要な容量を有するために必要な個数である各系列に 1 組とし、合計 2 組（1 組当たり 24 個）設置する。

原子炉中性子計装用蓄電池は、設計基準対象施設として 2 組（1 組当たり 24 個）設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）
容	量	Ah/個
個	数	—
		24（20 時間率）
		2（予備 2）
<p>【設定根拠】 （概要）</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、以下の機能を有する。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁（2 個）の作動に必要な電源を供給するために設置する。</p> <p>系統構成は、逃がし安全弁の作動回路に接続し、逃がし安全弁（2 個）を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）の容量は、直流電源設備に要求している 24 時間にわたり、逃がし安全弁を作動させるために必要な容量を基に設定する。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）の容量は、以下の計算結果を上回る容量とし、48Ah（24Ah×2）とする。</p> $C = \frac{1}{L} \cdot [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [26.6 \times 1.3] = 44\text{Ah}$ <p>・容量算出の一般式</p> $C = \frac{1}{L} [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \dots + K_n (I_n - I_{n-1})]$ <p>ここで、C：+10℃における定格放電率換算容量（Ah） L：保守率=0.8 K_n：放電時間（24 時間）、蓄電池の最低温度（+10℃）及び許容できる最低電圧（1.75V/セル）によって決められる容量換算時間（時） I_n：負荷電流（A） サフィックス 1, 2, 3・・・・, n：負荷電流の変化の順に付番による。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 個数の設定根拠

主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、24 時間にわたり逃がし安全弁（2 個）を連続開可能な容量を有するものを 1 セット 2 個、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 セット 2 個を保管する。

VI-1-1-5-8-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

(その他発電用原子炉の附属施設 (火災防護設備))

目 次

1. 概要	1
2. 火災防護設備	2
2.1 消火設備	2
2.1.1 消火系	2
2.1.1.1 水消火設備	2
2.1.1.1.1 2号炉廻り	2
2.1.1.1.2 サイトバンカ建物	17
2.1.1.1.3 44m盤	25
2.1.1.1.4 45m盤	39
2.1.1.1.5 50m盤	46
2.1.1.2 ハロゲン化物消火設備	54
2.1.1.2.1 原子炉建物	54
2.1.1.2.2 廃棄物処理建物	322
2.1.1.2.3 制御室建物	383
2.1.1.2.4 タービン建物	393
2.1.1.2.5 ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクエリア	421
2.1.1.2.6 格納槽	430
2.1.1.2.7 ガスタービン発電機建物	440
2.1.1.2.8 緊急時対策所	478

1. 概要

本説明書は、その他発電用原子炉の附属施設（火災防護設備）の申請設備に係る仕様設定根拠について説明するものである。

2. 火災防護設備

2.1 消火設備

2.1.1 消火系

2.1.1.1 水消火設備

2.1.1.1.1 2号炉廻り

名 称		補助消火ポンプ
容 量	m ³ /h/個	66 以上 (72)
揚 程	m	77.2 以上 (80)
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.15
最 高 使 用 温 度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	30
個 数	—	2

【設 定 根 拠】

(概 要)

その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備として使用する補助消火ポンプは、以下の機能を有する。

補助消火ポンプは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。

系統構成は、補助消火水槽を水源として消火用水系統へ消火用水を供給する設計とする。

1. 容量の設定根拠

補助消火ポンプの容量は、屋外消火栓及び屋内消火栓をそれぞれ使用する単一火災が、同時に発生した場合を想定した設計とする。

なお、上記条件で必要なポンプの容量は、消防法施行規則第12条*¹、第22条*²で定める容量を合算した66m³/h*³以上を満足する容量とする。

公称値については、余裕を見込み72m³/h/個とする。

注記*¹：屋内消火栓の設置個数が2個以上の場合、2個を同時使用することが可能な容量。

放水量が³1500ℓ/min/個以上×2=3000ℓ/min=18m³/hを満足させること。

*²：屋外消火栓の設置個数が2個以上の場合、2個を同時使用することが可能な容量。

放水量が³4000ℓ/min/個以上×2=8000ℓ/min=48m³/hを満足させること。

*³：合計必要容量 66m³/h (18m³/h+48m³/h)

【設定根拠】(続き)

2. 揚程の設定根拠

補助消火ポンプの揚程は、屋外消火栓、屋内消火栓のうち、最も揚程を必要とする、屋内消火栓に供給するために必要な静水頭、配管等の圧力損失を基に設定する。

静水頭	: 43.5m (ポンプ吸い込み～消火栓ホース接続口の落差)
吐出水頭	: 17.0m (ノズル放水圧力)
<u>損失水頭</u>	: 16.7m (配管圧力損失)
合計	: 77.2m

以上より、補助消火ポンプの揚程は、77.2m以上とする。

公称値については、余裕を見込み80mとする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

補助消火ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締め切り運転時の揚程95mに補助消火水槽の静水頭11mを加えた106m(1.04MPa)を上回る1.15MPaとする。

4. 最高使用温度の設定根拠

補助消火ポンプの最高使用温度は、屋内の最高温度40℃を考慮し、余裕を見込み66℃とする。

【設定根拠】(続き)

5. 原動機出力の設定根拠

補助消火ポンプの原動機出力は、定格流量 72m³/h 時点の軸動力を基に設定する。

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

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

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

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

P : 必要軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/s) = 72/3600

H : ポンプ揚程 (m) = 80

η : ポンプ効率 (%) = 63

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{72}{3600}\right) \times 80}{63 / 100} = 25.0 \text{ kW}$$

上記から、補助消火ポンプの原動機出力は、必要軸動力 25.0kW を上回る 30kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

補助消火ポンプ(原動機含む)は、発電所内で発生した火災を早期に消火するために必要な個数であり、多重性を確保するため2個設置する。

名 称		補助消火水槽
容 量	m ³ /個	132 以上 (200)
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備として使用する補助消火水槽は、以下の機能を有する。</p> <p>補助消火水槽は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うため、補助消火ポンプの水源として設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>補助消火水槽の容量は、屋内及び屋外消火栓を2個同時に2時間放水する場合を想定した設計とする。</p> <p>なお、上記条件で必要な補助消火水槽の容量は、消防法施行令 11 条*¹、19 条*²、さらに「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」*³ で定める容量を合算した 132m³ 以上を満足する容量とする。</p> <p>公称値については、要求される容量を上回る 200m³/個とする。</p> <p>注記*1：屋内消火栓設備必要水源量（消防法施行令 11 条 3 項一号） 屋内消火栓必要水量 = 1500ℓ/min × 2（個の消火栓） = 3000ℓ/min = 180000ℓ/h = 18m³/h</p> <p>*2：屋外消火栓設備必要水源量（消防法施行令 19 条 3 項二号） 屋外消火栓必要水量 = 4000ℓ/min × 2（個の消火栓） = 8000ℓ/min = 480000ℓ/h = 48m³/h</p> <p>*3：実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準 連続放水能力 2 時間以上（132m³） 内訳 屋内消火栓設備 18m³/h × 2h = 36m³ 屋外消火栓設備 48m³/h × 2h = 96m³ 36m³ + 96m³ = 132m³</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>補助消火水槽は、多重性を確保できるよう 2 個設置する。</p>		

名	称	補助消火水槽 ～ 補助消火ポンプ
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
外	径	mm
		165.2/139.8
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、補助消火水槽と補助消火ポンプを接続する配管であり、発電所内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD1、D2として以下に示す。</p> <p>水消火設備（2号炉廻り）主配管の設計仕様を表2.1.1.1.1-1 水消火設備（2号炉廻り）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1：静水頭</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、大気開放型の補助消火水槽に接続する配管であるため、静水頭とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1：66℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、補助消火ポンプの最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D1：165.2mm</u></p> <p><u>D2：139.8mm</u></p> <p>本配管の外径は、消防法施行令第11条及び第19条で求めている条件で消火設備を同時使用した場合を想定し、個々の水系消火設備で消費する圧力損失に対し、ポンプの揚程が許容できる外径を選定し、165.2mm、139.8mmとする。</p>		

名	称	補助消火ポンプ ～ 原子炉建物内第1分岐点
最高使用圧力	MPa	1.20
最高使用温度	℃	66
外	径	mm
		139.8/165.2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、補助消火ポンプと原子炉建物内第1分岐点を接続する配管であり、発電所内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP2、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD1、D2として以下に示す。</p> <p>水消火設備（2号炉廻り）主配管の設計仕様を表2.1.1.1.1-1 水消火設備（2号炉廻り）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P2 : 1.20MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、補助消火ポンプの最高使用圧力を上回る1.20MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 66℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、補助消火ポンプの最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D1 : 165.2mm</u></p> <p><u>D2 : 139.8mm</u></p> <p>本配管の外径は、消防法施行令第11条及び第19条で求めている条件で消火設備を同時使用した場合を想定し、個々の水系消火設備で消費する圧力損失に対し、ポンプの揚程が許容できる外径を選定し、165.2mm、139.8mmとする。</p>		

名	称	原子炉建物内循環ライン
最高使用圧力	MPa	1.20
最高使用温度	℃	66
外径	mm	165.2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉建物内を循環する配管であり、発電所内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>水消火設備（2号炉廻り）主配管の設計仕様を表 2.1.1.1.1-1 水消火設備（2号炉廻り）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 2 : 1.20MPa</u> 本配管の最高使用圧力は、補助消火ポンプの最高使用圧力を上回る 1.20MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 66℃</u> 本配管の最高使用温度は、補助消火ポンプの最高使用温度と同じ 66℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 (1) 配管 <u>D 1 : 165.2mm</u> 本配管の外径は、消防法施行令第11条及び第19条で求めている条件で消火設備を同時使用した場合を想定し、個々の水系消火設備で消費する圧力損失に対し、ポンプの揚程が許容できる外径を選定し、165.2mmとする。</p>		

名 称		廃棄物処理建物供給ライン分岐点 ～ 廃棄物処理建物内第1分岐点
最高使用圧力	MPa	1.20
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	165.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、廃棄物処理建物供給ライン分岐点と廃棄物処理建物内第1分岐点を接続する配管であり、発電所内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP2，最高使用温度の設定根拠をT1，外径の設定根拠をD1として以下に示す。</p> <p>水消火設備（2号炉廻り）主配管の設計仕様を表2.1.1.1.1-1水消火設備（2号炉廻り）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 2 : 1.20MPa</u> 本配管の最高使用圧力は、補助消火ポンプの最高使用圧力を上回る1.20MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 66℃</u> 本配管の最高使用温度は、補助消火ポンプの最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 (1) 配管 <u>D 1 : 165.2mm</u> 本配管の外径は、消防法施行令第11条及び第19条で求めている条件で消火設備を同時使用した場合を想定し、個々の水系消火設備で消費する圧力損失に対し、ポンプの揚程が許容できる外径を選定し、165.2mmとする。</p>		

名 称		廃棄物処理建物内第1分岐点 ～ 廃棄物処理建物南側エリア供給ライン分岐点
最高使用圧力	MPa	1.20
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	165.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、廃棄物処理建物内第1分岐点と廃棄物処理建物南側エリア供給ライン分岐点を接続する配管であり、発電所内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>水消火設備（2号炉廻り）主配管の設計仕様を表2.1.1.1-1 水消火設備（2号炉廻り）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 2 : 1.20MPa</u> 本配管の最高使用圧力は、補助消火ポンプの最高使用圧力を上回る1.20MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 66℃</u> 本配管の最高使用温度は、補助消火ポンプの最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 (1) 配管 <u>D 1 : 165.2mm</u> 本配管の外径は、消防法施行令第11条及び第19条で求めている条件で消火設備を同時使用した場合を想定し、個々の水系消火設備で消費する圧力損失に対し、ポンプの揚程が許容できる外径を選定し、165.2mmとする。</p>		

名 称		タービン建物供給ライン分岐点 ～ タービン建物内第1分岐点
最高使用圧力	MPa	1.20
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	165.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、タービン建物供給ライン分岐点とタービン建物内第1分岐点を接続する配管であり、発電所内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>水消火設備（2号炉廻り）主配管の設計仕様を表2.1.1.1.1-1水消火設備（2号炉廻り）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 2 : 1.20MPa</u> 本配管の最高使用圧力は、補助消火ポンプの最高使用圧力を上回る1.20MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 66℃</u> 本配管の最高使用温度は、補助消火ポンプの最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 (1) 配管 <u>D 1 : 165.2mm</u> 本配管の外径は、消防法施行令第11条及び第19条で求めている条件で消火設備を同時使用した場合を想定し、個々の水系消火設備で消費する圧力損失に対し、ポンプの揚程が許容できる外径を選定し、165.2mmとする。</p>		

名 称		タービン建物内第1分岐点 ～ タービン建物北東側エリア供給ライン分岐点
最高使用圧力	MPa	1.20
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	165.2/89.1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、タービン建物内第1分岐点とタービン建物北東側エリア供給ライン分岐点を接続する配管であり、発電所内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1，D 3として以下に示す。</p> <p>水消火設備（2号炉廻り）主配管の設計仕様を表 2.1.1.1.1-1 水消火設備（2号炉廻り）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 2 : 1.20MPa</u> 本配管の最高使用圧力は、補助消火ポンプの最高使用圧力を上回る 1.20MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 66℃</u> 本配管の最高使用温度は、補助消火ポンプの最高使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 (1) 配管 <u>D 1 : 165.2mm</u> <u>D 3 : 89.1mm</u> 本配管の外径は、消防法施行令第11条及び第19条で求めている条件で消火設備を同時使用した場合を想定し、個々の水系消火設備で消費する圧力損失に対し、ポンプの揚程が許容できる外径を選定し、165.2mm，89.1mmとする。</p>		

名 称	制御室建物供給ライン分岐点 ～ 制御室建物内第1弁	
最高使用圧力	MPa	1.20
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	89.1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、制御室建物供給ライン分岐点と制御室建物内第1弁を接続する配管であり、発電所内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP2，最高使用温度の設定根拠をT1，外径の設定根拠をD3として以下に示す。</p> <p>水消火設備（2号炉廻り）主配管の設計仕様を表2.1.1.1.1-1水消火設備（2号炉廻り）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 2 : 1.20MPa</u> 本配管の最高使用圧力は、補助消火ポンプの最高使用圧力を上回る1.20MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 66℃</u> 本配管の最高使用温度は、補助消火ポンプの最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 (1) 配管 <u>D 3 : 89.1mm</u> 本配管の外径は、消防法施行令第11条及び第19条で求めている条件で消火設備を同時使用した場合を想定し、個々の水系消火設備で消費する圧力損失に対し、ポンプの揚程が許容できる外径を選定し、89.1mmとする。</p>		

名 称	ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクエリア及びタービン建物屋内消火栓供給ライン分岐点 ～ ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクエリア供給ライン分岐点	
最高使用圧力	MPa	1.20
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	89.1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクエリア及びタービン建物屋内消火栓供給ライン分岐点とディーゼル発電機燃料貯蔵タンクエリア供給ライン分岐点を接続する配管であり、発電所内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 3として以下に示す。</p> <p>水消火設備（2号炉廻り）主配管の設計仕様を表 2.1.1.1.1-1 水消火設備（2号炉廻り）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 2 : 1.20MPa</u> 本配管の最高使用圧力は、補助消火ポンプの最高使用圧力を上回る 1.20MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 66℃</u> 本配管の最高使用温度は、補助消火ポンプの最高使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 (1) 配管 <u>D 3 : 89.1mm</u> 本配管の外径は、消防法施行令第11条及び第19条で求めている条件で消火設備を同時使用した場合を想定し、個々の水系消火設備で消費する圧力損失に対し、ポンプの揚程が許容できる外径を選定し、89.1mmとする。</p>		

表 2.1.1.1.1-1 水消火設備（2号炉廻り）主配管の設計仕様表（その1）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
消 火 系	補助消火水槽 ～ 補助消火ポンプ	静水頭	P 1	66	T 1	165.2	D 1
	139.8					D 2	
	補助消火ポンプ ～ 原子炉建物内第1分岐点	1.20	P 2	66	T 1	139.8	D 2
	165.2					D 1	
	原子炉建物内循環ライン	1.20	P 2	66	T 1	165.2	D 1
	廃棄物処理建物供給ライン 分岐点 ～ 廃棄物処理建物内第1分岐 点	1.20	P 2	66	T 1	165.2	D 1
	廃棄物処理建物内第1分岐 点 ～ 廃棄物処理建物南側エリア 供給ライン分岐点						
	タービン建物供給ライン分 岐点 ～ タービン建物内第1分岐点	1.20	P 2	66	T 1	165.2	D 1
	タービン建物内第1分岐点 ～ タービン建物北東側エリア 供給ライン分岐点						
	制御室建物供給ライン分岐 点 ～ 制御室建物内第1弁	1.20	P 2	66	T 1	165.2	D 1
89.1	D 3						
89.1	D 3						

表 2.1.1.1.1-1 水消火設備（2号炉廻り）主配管の設計仕様表（その2）

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
消 火 系	ディーゼル発電機燃料貯蔵 タンクエリア及びタービン 建物屋内消火栓供給ライン 分岐点 ～	1.20	P 2	66	T 1	89.1	D 3
	ディーゼル発電機燃料貯蔵 タンクエリア供給ライン分 岐点						

2.1.1.1.2 サイトバンカ建物

名 称	サイトバンカ建物消火ポンプ	
容 量	m ³ /h/個	18 以上 (20)
揚 程	m	70.1 以上 (75)
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.98
最 高 使 用 温 度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	11
個 数	—	2

【設 定 根 拠】

(概 要)

その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備として使用するサイトバンカ建物消火ポンプは、以下の機能を有する。

サイトバンカ建物消火ポンプは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。

系統構成は、サイトバンカ建物消火タンクを水源として消火用水系統へ消火用水を供給する設計とする。

1. 容量の設定根拠

サイトバンカ建物消火ポンプの容量は、屋内消火栓を使用する単一火災が、発生した場合を想定した設計とする。

なお、上記条件で必要なポンプの容量は、消防法施行規則第 12 条*で定める容量 18m³/h 以上を満足する容量とする。

公称値については、余裕を見込み 20m³/h/個とする。

注記*：屋内消火栓の設置個数が 2 個以上の場合、2 個を同時使用することが可能な容量。

放水量が 150ℓ/min/個以上×2=300ℓ/min=18m³/h を満足させること。

【設定根拠】(続き)

2. 揚程の設定根拠

サイトバンカ建物消火ポンプの揚程は、屋内消火栓に供給するために必要な静水頭、配管等の圧力損失を基に設定する。

静水頭	: 16.3m (ポンプ吸い込み～消火栓ホース接続口の落差)
吐出水頭	: 17.0m (ノズル放水圧力)
<u>損失水頭</u>	: <u>36.8m</u> (配管圧力損失)
合計	: 70.1m

以上より、サイトバンカ建物消火ポンプの揚程は、70.1m以上とする。

公称値については、余裕を見込み75mとする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

サイトバンカ建物消火ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締め切り運転時の揚程86mにサイトバンカ建物消火タンクの静水頭5.5mを加えた91.5m(0.90MPa)を上回る0.98MPaとする。

4. 最高使用温度の設定根拠

サイトバンカ建物消火ポンプの最高使用温度は、サイトバンカ建物消火タンクの最高使用温度と同じ66℃とする。

【設定根拠】(続き)

5. 原動機出力の設定根拠

サイトバンカ建物消火ポンプの原動機出力は、定格流量 20m³/h 時点の軸動力を基に設定する。

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

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

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

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

P : 必要軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/s) = 20/3600

H : ポンプ揚程 (m) = 75

η : ポンプ効率 (%) = 53

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{20}{3600}\right) \times 75}{53 / 100} = 7.71 \text{ kW}$$

上記から、サイトバンカ建物消火ポンプの原動機出力は、必要軸動力 7.71kW を上回る 11kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

サイトバンカ建物消火ポンプ(原動機含む)は、発電所内で発生した火災を早期に消火するために必要な個数であり、多重性を確保するため2個設置する。

名	称	サイトバンカ建物消火タンク
容	量	m ³ /個
		36.0 以上 (45.8)
最	高	使用
圧	力	MPa
		静水頭
最	高	使用
温	度	℃
		66
個	数	—
		2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備として使用するサイトバンカ建物消火タンクは、以下の機能を有する。</p> <p>サイトバンカ建物消火タンクは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うため、サイトバンカ建物消火ポンプの水源として設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>サイトバンカ建物消火タンクの容量は、屋内消火栓を2個同時に2時間放水する場合を想定した設計とする。</p> <p>なお、上記条件で必要なサイトバンカ建物消火タンクの容量は、消防法施行令 11 条^{*1}、さらに「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」^{*2} で定める容量 36m³ 以上を満足する容量とする。</p> <p>公称値については、要求される容量を上回る 45.8m³/個とする。</p> <p>注記*1：屋内消火栓設備必要水源量（消防法施行令 11 条 3 項一号） 屋内消火栓必要水量=150ℓ/min×2（個の消火栓）=300ℓ/min=18000ℓ/h=18m³/h *2：実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準 連続放水能力 2 時間以上（36m³） 内訳 屋内消火栓設備 18m³/h×2h=36m³</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>サイトバンカ建物消火タンクの最高使用圧力は、サイトバンカ建物消火タンクが大気開放であることから、静水頭とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>サイトバンカ建物消火タンクの最高使用温度は、屋外の気温 37.1℃を考慮し、余裕を見込み 66℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

サイトバンク建物消火タンクは、多重性を確保できるよう2個設置する。

名 称		サイトバンカ建物消火タンク ～ サイトバンカ建物消火ポンプ
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3/76.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、サイトバンカ建物消火タンクとサイトバンカ建物消火ポンプを接続する配管であり、発電所内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D1，D 2 として以下に示す。</p> <p>水消火設備（サイトバンカ建物）主配管の設計仕様を表 2.1.1.1.2-1 水消火設備（サイトバンカ建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 静水頭</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、サイトバンカ建物消火タンクの最高使用圧力と同じ静水頭とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66 ℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、サイトバンカ建物消火タンクの最高使用温度と同じ 66 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D 1 : 114.3 mm</u></p> <p><u>D 2 : 76.3 mm</u></p> <p>本配管の外径は、消防法施行令第11条で求めている条件で消火設備を同時使用した場合を想定し、水系消火設備で消費する圧力損失に対し、ポンプの揚程が許容できる外径を選定し、114.3mm, 76.3mmとする。</p>		

名 称		サイトバンカ建物消火ポンプ ～ サイトバンカ建物内第1分岐点
最高使用圧力	MPa	1.02
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	76.3/89.1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、サイトバンカ建物消火ポンプとサイトバンカ建物内第1分岐点を接続する配管であり、発電所内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP2，最高使用温度の設定根拠をT1，外径の設定根拠をD2，D3として以下に示す。</p> <p>水消火設備（サイトバンカ建物）主配管の設計仕様を表2.1.1.1.2-1水消火設備（サイトバンカ建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P2 : 1.02 MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、サイトバンカ建物消火ポンプの最高使用圧力を上回る 1.02 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 66 ℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、サイトバンカ建物消火タンクの最高使用温度と同じ 66 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D2 : 76.3 mm</u></p> <p><u>D3 : 89.1 mm</u></p> <p>本配管の外径は、消防法施行令第11条で求めている条件で消火設備を同時使用した場合を想定し、水系消火設備で消費する圧力損失に対し、ポンプの揚程が許容できる外径を選定し、76.3mm，89.1mmとする。</p>		

表 2.1.1.1.2-1 水消火設備（サイトバンカ建物）主配管の設計仕様表

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
消 火 系	サイトバンカ建物消火タンク ～ サイトバンカ建物消火ポンプ	静水頭	P 1	66	T 1	114.3	D 1
	76.3					D 2	
	サイトバンカ建物消火ポンプ ～ サイトバンカ建物内第 1 分岐点	1.02	P 2	66	T 1	76.3	D 2
	89.1					D 3	

2.1.1.1.3 44m盤

名 称	44m盤消火ポンプ	
容 量	m ³ /h/個	66以上(70)
揚 程	m	61.1以上(80)
最高使用圧力	MPa	1.07
最高使用温度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	30
個 数	—	2

【設定根拠】

(概要)

その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備として使用する44m盤消火ポンプは、以下の機能を有する。

44m盤消火ポンプは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。

系統構成は、44m盤消火タンクを水源として消火用水系統へ消火用水を供給する設計とする。

1. 容量の設定根拠

44m盤消火ポンプの容量は、屋外消火栓及び屋内消火栓をそれぞれ使用する単一火災が、同時に発生した場合を想定した設計とする。

なお、上記条件で必要なポンプの容量は、消防法施行規則第12条*1、第22条*2で定める容量を合算した66m³/h*3以上を満足する容量とする。

公称値については、余裕を見込み70m³/h/個とする。

注記*1：屋内消火栓の設置個数が2個以上の場合、2個を同時使用することが可能な量。

放水量が150ℓ/min/個以上×2=300ℓ/min=18m³/hを満足させること。

*2：屋外消火栓の設置個数が2個以上の場合、2個を同時使用することが可能な量。

放水量が400ℓ/min/個以上×2=800ℓ/min=48m³/hを満足させること。

*3：合計必要容量 66m³/h (18m³/h+48m³/h)

【設定根拠】(続き)

2. 揚程の設定根拠

4 4 m盤消火ポンプの揚程は、屋外消火栓、屋内消火栓のうち、最も揚程を必要とする、屋内消火栓に供給するために必要な静水頭、配管等の圧力損失を基に設定する。

静水頭	: 10.7m (ポンプ吸い込み～消火栓ホース接続口の落差)
吐出水頭	: 17.0m (ノズル放水圧力)
損失水頭	: 33.4m (配管圧力損失)
合計	: 61.1m

以上より、4 4 m盤消火ポンプの揚程は、61.1m以上とする。
公称値については、余裕を見込み80mとする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

4 4 m盤消火ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締め切り運転時の揚程93mに4 4 m盤消火タンクの静水頭6.7mを加えた99.7m(0.98MPa)を上回る1.07MPaとする。

4. 最高使用温度の設定根拠

4 4 m盤消火ポンプの最高使用温度は、4 4 m盤消火タンクの最高使用温度と同じ66℃とする。

【設定根拠】(続き)

5. 原動機出力の設定根拠

4.4m盤消火ポンプの原動機出力は、定格流量 70m³/h 時点の軸動力を基に設定する。

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

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

(引用文献：日本産業規格 J I S B 0 1 3 1 (2017) 「ターボポンプ用語」)

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

P : 必要軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/s) = 70/3600

H : ポンプ揚程 (m) = 80

η : ポンプ効率 (%) = 60

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{70}{3600}\right) \times 80}{60 / 100} = 25.5 \text{ kW}$$

上記から、4.4m盤消火ポンプの原動機出力は、必要軸動力 25.5kW を上回る 30kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

4.4m盤消火ポンプ(原動機含む)は、発電所内で発生した火災を早期に消火するために必要な個数であり、多重性を確保するため2個設置する。

名 称	4 4 m盤消火タンク	
容 量	m ³ /個	132.0 以上 (154.7)
最 高 使 用 圧 力	MPa	静水頭
最 高 使 用 温 度	℃	66
個 数	—	2

【設 定 根 拠】

(概 要)

その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備として使用する 4 4 m盤消火タンクは、以下の機能を有する。

4 4 m盤消火タンクは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うため、4 4 m盤消火ポンプの水源として設置する。

1. 容量の設定根拠

4 4 m盤消火タンクの容量は、屋内及び屋外消火栓を 2 個同時に 2 時間放水する場合を想定した設計とする。

なお、上記条件で必要な 4 4 m盤消火タンクの容量は、消防法施行令 11 条*¹、19 条*²、さらに「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」*³ で定める容量を合算した 132m³ 以上を満足する容量とする。

公称値については、要求される容量を上回る 154.7m³/個とする。

注記*1：屋内消火栓設備必要水源量（消防法施行令 11 条 3 項一号）

屋内消火栓必要水量=1500/min×2（個の消火栓）=3000/min=180000/h=18m³/h

*2：屋外消火栓設備必要水源量（消防法施行令 19 条 3 項二号）

屋外消火栓必要水量=4000/min×2（個の消火栓）=8000/min=480000/h=48m³/h

*3：実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準

連続放水能力 2 時間以上（合計 132m³）

内訳 屋内消火栓設備 18m³/h×2h×36m³

屋外消火栓設備 48m³/h×2h×96m³

36m³+96m³=132m³

2. 最高使用圧力の設定根拠

4 4 m盤消火タンクの最高使用圧力は、4 4 m盤消火タンクが大気開放であることから、静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

4 4 m盤消火タンクの最高使用温度は、屋外の気温 37.1℃を考慮し、余裕を見込み 66℃とする。

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

4 4 m盤消火タンクは、多重性を確保できるよう2個設置する。

名 称		4 4 m盤消火タンク ～ 4 4 m盤消火ポンプ
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	165.2/139.8
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、4 4 m盤消火タンクと4 4 m盤消火ポンプを接続する配管であり、発電所内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1，D 2として以下に示す。</p> <p>水消火設備（4 4 m盤）主配管の設計仕様を表 2. 1. 1. 1. 3-1 水消火設備（4 4 m盤）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1：静水頭</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、4 4 m盤消火タンクの最高使用圧力と同じ静水頭とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1：66℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、4 4 m盤消火タンクの最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D 1：165.2mm</u></p> <p><u>D 2：139.8mm</u></p> <p>本配管の外径は、消防法施行令第11条及び第19条で求めている条件で消火設備を同時使用した場合を想定し、個々の水系消火設備で消費する圧力損失に対し、ポンプの揚程が許容できる外径を選定し、165.2mm，139.8mmとする。</p>		

名	称	4 4 m盤消火ポンプ ～ 原子炉建物南側配管室・B-非常用ディーゼル発電機燃料 貯蔵タンク室エリア供給ライン分岐点
最高使用圧力	MPa	1.30
最高使用温度	℃	66
外	径	mm
		139.8/114.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、4 4 m盤消火ポンプと原子炉建物南側配管室・B-非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク室エリア供給ライン分岐点を接続する配管であり、発電所内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 2，D 3として以下に示す。</p> <p>水消火設備（4 4 m盤）主配管の設計仕様を表 2. 1. 1. 1. 3-1 水消火設備（4 4 m盤）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 2 : 1.30MPa</u> 本配管の最高使用圧力は、4 4 m盤消火ポンプの最高使用圧力を上回る 1.30MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 66℃</u> 本配管の最高使用温度は、4 4 m盤消火タンクの最高使用温度と同じ 66℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 (1) 配管 <u>D 2 : 139.8mm</u> <u>D 3 : 114.3mm</u> 本配管の外径は、消防法施行令第11条及び第19条で求めている条件で消火設備を同時使用した場合を想定し、個々の水系消火設備で消費する圧力損失に対し、ポンプの揚程が許容できる外径を選定し、139.8mm，114.3mmとする。</p>		

名	称	2号及び予備ーガスタービン発電機建物エリア供給ライン分岐点 ～ 予備ーガスタービン発電機建物エリア供給ライン分岐点
最高使用圧力	MPa	1.30
最高使用温度	℃	66
外	径	mm
		114.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、2号及び予備ーガスタービン発電機建物エリア供給ライン分岐点と予備ーガスタービン発電機建物エリア供給ライン分岐点を接続する配管であり、発電所内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP2、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD3として以下に示す。</p> <p>水消火設備（44m盤）主配管の設計仕様を表2.1.1.1.3-1水消火設備（44m盤）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P2 : 1.30MPa</u> 本配管の最高使用圧力は、44m盤消火ポンプの最高使用圧力を上回る1.30MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T1 : 66℃</u> 本配管の最高使用温度は、44m盤消火タンクの最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 (1) 配管 <u>D3 : 114.3mm</u> 本配管の外径は、消防法施行令第11条及び第19条で求めている条件で消火設備を同時使用した場合を想定し、個々の水系消火設備で消費する圧力損失に対し、ポンプの揚程が許容できる外径を選定し、114.3mmとする。</p>		

名 称	2号及び予備ーガスタービン発電機建物供給ライン分岐点 ～ 予備ーガスタービン発電機建物内第1弁 (F0201)	
最高使用圧力	MPa	1.30
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3/76.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、2号及び予備ーガスタービン発電機建物供給ライン分岐点と予備ーガスタービン発電機建物内第1弁 (F0201) を接続する配管であり、発電所内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 3，D 4として以下に示す。</p> <p>水消火設備 (44m盤) 主配管の設計仕様を表 2.1.1.1.3-1 水消火設備 (44m盤) 主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 2 : 1.30MPa</u> 本配管の最高使用圧力は、44m盤消火ポンプの最高使用圧力を上回る1.30MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 66℃</u> 本配管の最高使用温度は、44m盤消火タンクの最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 (1) 配管 <u>D 3 : 114.3mm</u> <u>D 4 : 76.3mm</u> 本配管の外径は、消防法施行令第11条及び第19条で求めている条件で消火設備を同時使用した場合を想定し、個々の水系消火設備で消費する圧力損失に対し、ポンプの揚程が許容できる外径を選定し、114.3mm，76.3mmとする。</p>		

名 称	2号-ガスタービン発電機建物供給ライン分岐点 ～ 2号-ガスタービン発電機建物内第1弁 (F2201)	
最高使用圧力	MPa	1.30
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	76.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、2号-ガスタービン発電機建物供給ライン分岐点と2号-ガスタービン発電機建物内第1弁 (F2201) を接続する配管であり、発電所内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 4として以下に示す。</p> <p>水消火設備 (4 4 m盤) 主配管の設計仕様を表 2. 1. 1. 1. 3-1 水消火設備 (4 4 m盤) 主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 2 : 1.30MPa</u> 本配管の最高使用圧力は、4 4 m盤消火ポンプの最高使用圧力を上回る 1.30MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 66℃</u> 本配管の最高使用温度は、4 4 m盤消火タンクの最高使用温度と同じ 66℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 (1) 配管 <u>D 4 : 76.3mm</u> 本配管の外径は、消防法施行令第11条及び第19条で求めている条件で消火設備を同時使用した場合を想定し、個々の水系消火設備で消費する圧力損失に対し、ポンプの揚程が許容できる外径を選定し、76.3mmとする。</p>		

名	称	2号-ガスタービン発電機建物3階屋内消火栓供給ライン分岐点 ～ 2号-ガスタービン発電機建物内第1フランジ
最高使用圧力	MPa	1.30
最高使用温度	℃	66
外	径	mm
		60.5/48.6
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、2号-ガスタービン発電機建物3階屋内消火栓供給ライン分岐点と2号-ガスタービン発電機建物内第1フランジを接続する配管であり、発電所内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP2、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD5、D6として以下に示す。</p> <p>水消火設備(44m盤)主配管の設計仕様を表2.1.1.1.3-1水消火設備(44m盤)主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P2 : 1.30MPa</u> 本配管の最高使用圧力は、44m盤消火ポンプの最高使用圧力を上回る1.30MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T1 : 66℃</u> 本配管の最高使用温度は、44m盤消火タンクの最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 (1) 配管 <u>D5 : 60.5mm</u> <u>D6 : 48.6mm</u> 本配管の外径は、消防法施行令第11条及び第19条で求めている条件で消火設備を同時使用した場合を想定し、個々の水系消火設備で消費する圧力損失に対し、ポンプの揚程が許容できる外径を選定し、60.5mm、48.6mmとする。</p>		

名	称	予備ーガスタービン発電機建物3階屋内消火栓供給ライン分岐点 ～ 予備ーガスタービン発電機建物内第1フランジ
最高使用圧力	MPa	1.30
最高使用温度	℃	66
外	径	mm
		60.5/48.6
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、予備ーガスタービン発電機建物3階屋内消火栓供給ライン分岐点と予備ーガスタービン発電機建物内第1フランジを接続する配管であり、発電所内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP2，最高使用温度の設定根拠をT1，外径の設定根拠をD5，D6として以下に示す。</p> <p>水消火設備（44m盤）主配管の設計仕様を表2.1.1.1.3-1水消火設備（44m盤）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P2 : 1.30MPa</u> 本配管の最高使用圧力は、44m盤消火ポンプの最高使用圧力を上回る1.30MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T1 : 66℃</u> 本配管の最高使用温度は、44m盤消火タンクの最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 (1) 配管 <u>D5 : 60.5mm</u> <u>D6 : 48.6mm</u> 本配管の外径は、消防法施行令第11条及び第19条で求めている条件で消火設備を同時使用した場合を想定し、個々の水系消火設備で消費する圧力損失に対し、ポンプの揚程が許容できる外径を選定し、60.5mm，48.6mmとする。</p>		

表 2.1.1.1.3-1 水消火設備（44m盤）主配管の設計仕様表（その1）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
消 火 系	44m盤消火タンク ～ 44m盤消火ポンプ	静水頭	P 1	66	T 1	165.2	D 1
	139.8					D 2	
	44m盤消火ポンプ ～ 原子炉建物南側配管室・B- 非常用ディーゼル発電機燃 料貯蔵タンク室エリア供給 ライン分岐点	1.30	P 2	66	T 1	139.8	D 2
	114.3					D 3	
	2号及び予備ーガスタービ ン発電機建物エリア供給ラ イン分岐点 ～ 予備ーガスタービン発電機 建物エリア供給ライン分岐 点	1.30	P 2	66	T 1	114.3	D 3
	114.3					D 3	
	2号及び予備ーガスタービ ン発電機建物供給ライン分 岐点 ～ 予備ーガスタービン発電機 建物内第1弁 (F0201)	1.30	P 2	66	T 1	114.3	D 3
	76.3					D 4	
	2号ーガスタービン発電機 建物供給ライン分岐点 ～ 2号ーガスタービン発電機 建物内第1弁 (F2201)	1.30	P 2	66	T 1	76.3	D 4
	76.3					D 4	

表 2.1.1.1.3-1 水消火設備（44m盤）主配管の設計仕様表（その2）

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
消 火 系	2号-ガスタービン発電機 建物3階屋内消火栓供給ラ イン分岐点 ～	1.30	P 2	66	T 1	60.5	D 5
	2号-ガスタービン発電機 建物内第1フランジ					48.6	D 6
	予備-ガスタービン発電機 建物3階屋内消火栓供給ラ イン分岐点 ～	1.30	P 2	66	T 1	60.5	D 5
	予備-ガスタービン発電機 建物内第1フランジ					48.6	D 6

2.1.1.1.4 45m盤

名 称	45m盤消火ポンプ	
容 量	m ³ /h/個	48以上(50)
揚 程	m	38.8以上(45)
最高使用圧力	MPa	0.76
最高使用温度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	15
個 数	—	2

【設定根拠】

(概要)

その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備として使用する45m盤消火ポンプは、以下の機能を有する。

45m盤消火ポンプは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。

系統構成は、45m盤消火タンクを水源として消火用水系統へ消火用水を供給する設計とする。

1. 容量の設定根拠

45m盤消火ポンプの容量は、屋外消火栓を使用する単一火災が、発生した場合を想定した設計とする。

なお、上記条件で必要なポンプの容量は、消防法施行規則第22条*で定める容量48m³/h以上を満足する容量とする。

公称値については、余裕を見込み50m³/h/個とする。

注記*：屋外消火栓の設置個数が2個以上の場合、2個を同時使用することが可能な容量。

放水量が400ℓ/min/個以上×2=800ℓ/min=48m³/hを満足させること。

【設定根拠】(続き)

2. 揚程の設定根拠

4 5 m盤消火ポンプの揚程は、屋外消火栓に供給するために必要な静水頭、配管等の圧力損失を基に設定する。

静水頭	: 1.5m (ポンプ吸い込み～消火栓ホース接続口の落差)
吐出水頭	: 25.0m (ノズル放水圧力)
損失水頭	: 12.3m (配管圧力損失)
合計	: 38.8m

以上より、4 5 m盤消火ポンプの揚程は、38.8m 以上とする。

公称値については、余裕を見込み 45m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

4 5 m盤消火ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締め切り運転時の揚程 64m に 4 5 m盤消火タンクの静水頭 6.7m を加えた 70.7m (0.70MPa) を上回る 0.76MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

4 5 m盤消火ポンプの最高使用温度は、4 5 m盤消火タンクの最高使用温度と同じ 66℃ とする。

【設定根拠】(続き)

5. 原動機出力の設定根拠

4.5m盤消火ポンプの原動機出力は、定格流量 50m³/h 時点の軸動力を基に設定する。

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

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

(引用文献：日本産業規格 J I S B 0 1 3 1 (2017) 「ターボポンプ用語」)

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

P : 必要軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/s) = 50/3600

H : ポンプ揚程 (m) = 45

η : ポンプ効率 (%) = 60

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{50}{3600}\right) \times 45}{60 / 100} = 10.3 \text{ kW}$$

上記から、4.5m盤消火ポンプの原動機出力は、必要軸動力 10.3kW を上回る 15kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

4.5m盤消火ポンプ(原動機含む)は、発電所内で発生した火災を早期に消火するために必要な個数であり、多重性を確保するため2個設置する。

名 称	4 5 m盤消火タンク	
容 量	m ³ /個	96.0 以上 (154.7)
最 高 使 用 圧 力	MPa	静水頭
最 高 使 用 温 度	℃	66
個 数	—	2

【設 定 根 拠】

(概 要)

その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備として使用する 4 5 m盤消火タンクは、以下の機能を有する。

4 5 m盤消火タンクは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うため、4 5 m盤消火ポンプの水源として設置する。

1. 容量の設定根拠

4 5 m盤消火タンクの容量は、屋外消火栓を 2 個同時に 2 時間放水する場合を想定した設計とする。

なお、上記条件で必要な 4 5 m盤消火タンクの容量は、消防法施行令 19 条*¹、さらに「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」*² で定める容量 96m³ 以上を満足する容量とする。

公称値については、要求される容量を上回る 154.7m³/個とする。

注記*1：屋外消火栓設備必要水源量（消防法施行令 19 条 3 項二号）

屋外消火栓必要水量=400ℓ/min×2（個の消火栓）=800ℓ/min=48000ℓ/h=48m³/h

*2：実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準

連続放水能力 2 時間以上（96m³）

内訳 屋外消火栓設備 48m³/h×2h×96m³

2. 最高使用圧力の設定根拠

4 5 m盤消火タンクの最高使用圧力は、4 5 m盤消火タンクが大気開放であることから、静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

4 5 m盤消火タンクの最高使用温度は、屋外の気温 37.1℃を考慮し、余裕を見込み 66℃とする。

4. 個数の設定根拠

4 5 m盤消火タンクは、多重性を確保できるよう 2 個設置する。

名 称		4 5 m盤消火タンク ～ 4 5 m盤消火ポンプ
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	139.8/114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、4 5 m盤消火タンクと4 5 m盤消火ポンプを接続する配管であり、発電所内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1，D 2として以下に示す。</p> <p>水消火設備（4 5 m盤）主配管の設計仕様を表 2. 1. 1. 1. 4-1 水消火設備（4 5 m盤）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1：静水頭</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、4 5 m盤消火タンクの最高使用圧力と同じ静水頭とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1：66℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、4 5 m盤消火タンクの最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D 1：139.8mm</u></p> <p><u>D 2：114.3mm</u></p> <p>本配管の外径は、消防法施行令第19条で求めている条件で消火設備を同時使用した場合を想定し、水系消火設備で消費する圧力損失に対し、ポンプの揚程が許容できる外径を選定し、139.8mm，114.3mmとする。</p>		

名 称	4 5 m盤消火ポンプ ～ 固体廃棄物貯蔵所D棟エリア供給ライン分岐点	
最高使用圧力	MPa	1.20
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、4 5 m盤消火ポンプと固体廃棄物貯蔵所D棟エリア供給ライン分岐点を接続する配管であり、発電所内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 2として以下に示す。</p> <p>水消火設備（4 5 m盤）主配管の設計仕様を表 2. 1. 1. 1. 4-1 水消火設備（4 5 m盤）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 2 : 1.20MPa</u> 本配管の最高使用圧力は、4 5 m盤消火ポンプの最高使用圧力を上回る 1.20MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 66℃</u> 本配管の最高使用温度は、4 5 m盤消火タンクの最高使用温度と同じ 66℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 (1) 配管 <u>D 2 : 114.3mm</u> 本配管の外径は、消防法施行令第19条で求めている条件で消火設備を同時使用した場合を想定し、水系消火設備で消費する圧力損失に対し、ポンプの揚程が許容できる外径を選定し、114.3mmとする。</p>		

表 2.1.1.1.4-1 水消火設備（4.5 m盤）主配管の設計仕様表

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
消 火 系	4.5 m盤消火タンク ～ 4.5 m盤消火ポンプ	静水頭	P 1	66	T 1	139.8	D 1
	114.3					D 2	
	4.5 m盤消火ポンプ ～ 固体廃棄物貯蔵所D棟エリ ア供給ライン分岐点	1.20	P 2	66	T 1	114.3	D 2

2.1.1.1.5 50m盤

名 称	50m盤消火ポンプ	
容 量	m ³ /h/個	48以上(70)
揚 程	m	35.2以上(55)
最高使用圧力	MPa	0.80
最高使用温度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	30
個 数	—	2

【設定根拠】

(概要)

その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備として使用する50m盤消火ポンプは、以下の機能を有する。

50m盤消火ポンプは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。

系統構成は、50m盤消火タンクを水源として消火用水系統へ消火用水を供給する設計とする。

1. 容量の設定根拠

50m盤消火ポンプの容量は、屋外消火栓を使用する単一火災が、発生した場合を想定した設計とする。

なお、上記条件で必要なポンプの容量は、消防法施行規則第22条*で定める容量48m³/h以上を満足する容量とする。

公称値については、余裕を見込み70m³/h/個とする。

注記*：屋外消火栓の設置個数が2個以上の場合、2個を同時使用することが可能な容量。

放水量が400ℓ/min/個以上×2=800ℓ/min=48m³/hを満足させること。

【設定根拠】(続き)

2. 揚程の設定根拠

50m盤消火ポンプの揚程は、屋外消火栓に供給するために必要な静水頭、配管等の圧力損失を基に設定する。

静水頭	: 1.0m (ポンプ吸い込み～消火栓ホース接続口の落差)
吐出水頭	: 25.0m (ノズル放水圧力)
損失水頭	: 9.2m (配管圧力損失)
合計	: 35.2m

以上より、50m盤消火ポンプの揚程は、35.2m以上とする。

公称値については、余裕を見込み55mとする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

50m盤消火ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締め切り運転時の揚程60mに50m盤消火タンクの静水頭6.7mを加えた66.7m(0.70MPa)を上回る0.80MPaとする。

4. 最高使用温度の設定根拠

50m盤消火ポンプの最高使用温度は、50m盤消火タンクの最高使用温度と同じ66℃とする。

【設定根拠】(続き)

5. 原動機出力の設定根拠

50m盤消火ポンプの原動機出力は、定格流量70m³/h時点の軸動力を基に設定する。

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

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

(引用文献：日本産業規格 J I S B 0 1 3 1 (2017) 「ターボポンプ用語」)

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

P : 必要軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/s) = 70/3600

H : ポンプ揚程 (m) = 55.5

η : ポンプ効率 (%) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{70}{3600}\right) \times 55.5}{\text{} / 100} = \text{} \text{ kW}$$

上記から、50m盤消火ポンプの原動機出力は、必要軸動力 kW を上回る 30kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

50m盤消火ポンプ(原動機含む)は、発電所内で発生した火災を早期に消火するために必要な個数であり、多重性を確保するため2個設置する。

名 称	50m盤消火タンク	
容 量	m ³ /個	96.0以上(154.7)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
個 数	—	2

【設定根拠】

(概要)

その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備として使用する50m盤消火タンクは、以下の機能を有する。

50m盤消火タンクは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うため、50m盤消火ポンプの水源として設置する。

1. 容量の設定根拠

50m盤消火タンクの容量は、屋外消火栓を2個同時に2時間放水する場合を想定した設計とする。

なお、上記条件で必要な50m盤消火タンクの容量は、消防法施行令19条^{*1}、さらに「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」^{*2}で定める容量96m³以上を満足する容量とする。

公称値については、要求される容量を上回る154.7m³/個とする。

注記*1：屋外消火栓設備必要水源量（消防法施行令19条3項二号）

屋外消火栓必要水量=400ℓ/min×2（個の消火栓）=800ℓ/min=48000ℓ/h=48m³/h

*2：実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準

連続放水能力2時間以上（96m³）

内訳 屋外消火栓設備 48m³/h×2h×96m³

2. 最高使用圧力の設定根拠

50m盤消火タンクの最高使用圧力は、50m盤消火タンクが大気開放であることから、静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

50m盤消火タンクの最高使用温度は、屋外の気温37.1℃を考慮し、余裕を見込み66℃とする。

4. 個数の設定根拠

50m盤消火タンクは、多重性を確保できるよう2個設置する。

名 称		50m盤消火タンク ～ 50m盤消火ポンプ
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	165.2/139.8
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、50m盤消火タンクと50m盤消火ポンプを接続する配管であり、発電所内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD1、D2として以下に示す。</p> <p>水消火設備（50m盤）主配管の設計仕様を表2.1.1.1.5-1水消火設備（50m盤）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1：静水頭</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、50m盤消火タンクの最高使用圧力と同じ静水頭とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1：66℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、50m盤消火タンクの最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D1：165.2mm</u></p> <p><u>D2：139.8mm</u></p> <p>本配管の外径は、消防法施行令第19条で求めている条件で消火設備を同時使用した場合を想定し、水系消火設備で消費する圧力損失に対し、ポンプの揚程が許容できる外径を選定し、165.2mm、139.8mmとする。</p>		

名 称		50m盤消火ポンプ ～ 固体廃棄物貯蔵所A棟エリア供給ライン分岐点
最高使用圧力	MPa	0.80/1.20
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	89.1/139.8/114.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、50m盤消火ポンプと固体廃棄物貯蔵所A棟エリア供給ライン分岐点を接続する配管であり、発電所内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP2、P3、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD2、D3、D4として以下に示す。</p> <p>水消火設備（50m盤）主配管の設計仕様を表2.1.1.1.5-1水消火設備（50m盤）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P2 : 0.80MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、50m盤消火ポンプの最高使用圧力と同じ0.80MPaとする。</p> <p><u>P3 : 1.20MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、50m盤消火ポンプの最高使用圧力を上回る1.20MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 66℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、50m盤消火タンクの最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D2 : 139.8mm</u></p> <p><u>D3 : 89.1mm</u></p> <p><u>D4 : 114.3mm</u></p> <p>本配管の外径は、消防法施行令第19条で求めている条件で消火設備を同時使用した場合を想定し、水系消火設備で消費する圧力損失に対し、ポンプの揚程が許容できる外径を選定し、89.1mm, 139.8mm, 114.3mmとする。</p>		

名	称	緊急時対策所用燃料地下タンク室エリア及び通信棟エリア供給ライン分岐点 ～ 緊急時対策所用燃料地下タンク室エリア供給ライン分岐点
最高使用圧力	MPa	0.80
最高使用温度	℃	66
外	径	mm
		114.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、緊急時対策所用燃料地下タンク室エリア及び通信棟エリア供給ライン分岐点と緊急時対策所用燃料地下タンク室エリア供給ライン分岐点を接続する配管であり、発電所内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP2，最高使用温度の設定根拠をT1，外径の設定根拠をD4として以下に示す。</p> <p>水消火設備（50m盤）主配管の設計仕様を表2.1.1.1.5-1水消火設備（50m盤）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P2 : 0.80MPa</u> 本配管の最高使用圧力は、50m盤消火ポンプの最高使用圧力と同じ0.80MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T1 : 66℃</u> 本配管の最高使用温度は、50m盤消火タンクの最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 (1) 配管 <u>D4 : 114.3mm</u> 本配管の外径は、消防法施行令第19条で求めている条件で消火設備を同時使用した場合を想定し、水系消火設備で消費する圧力損失に対し、ポンプの揚程が許容できる外径を選定し、114.3mmとする。</p>		

表 2.1.1.1.5-1 水消火設備（50m盤）主配管の設計仕様表

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
消 火 系	50m盤消火タンク ～ 50m盤消火ポンプ	静水頭	P 1	66	T 1	165.2	D 1
	139.8					D 2	
	50m盤消火ポンプ ～ 固体廃棄物貯蔵所A棟エリ ア供給ライン分岐点	0.80	P 2	66	T 1	89.1	D 3
	139.8					D 2	
	114.3					D 4	
		1.20	P 3	66	T 1	114.3	D 4
	緊急時対策所用燃料地下タ ンク室エリア及び通信棟エ リア供給ライン分岐点 ～ 緊急時対策所用燃料地下タ ンク室エリア供給ライン分 岐点	0.80	P 2	66	T 1	114.3	D 4

2.1.1.2 ハロゲン化物消火設備

2.1.1.2.1 原子炉建物

名 称	RCICポンプ室, CRDポンプ室, B-RHRポンプ室冷却機室, 原子炉建物北東側階段室 (RCICポンプ室東側) 用ハロゲン化物ボンベ	
容 量	ℓ/個	68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	11
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する RCIC ポンプ室, CRD ポンプ室, B-RHR ポンプ室冷却機室, 原子炉建物北東側階段室 (RCIC ポンプ室東側) 用ハロゲン化物ボンベは, 以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは, 火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう, 火災の影響を限定し, 早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠 ハロゲン化物ボンベの容量は, 高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから, 当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠 ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は, ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠 ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は, 消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき, 40℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、各消火対象区画のうち最も多くの消火剤量を必要とするボンベ個数*である 11 個のボンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名 称	B-RHRポンプ室，A-RHRポンプ室，HPCSポンプ室，HPCSポンプ室冷却機室，LPCSポンプ室，LPCSポンプ室冷却機室，A-RHRポンプ室冷却機室用ハロゲン化物ボンベ	
容 量	ℓ/個	68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する B-RHR ポンプ室，A-RHR ポンプ室，HPCS ポンプ室，HPCS ポンプ室冷却機室，LPCS ポンプ室，LPCS ポンプ室冷却機室，A-RHR ポンプ室冷却機室用ハロゲン化物ボンベは，以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは，火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう，火災の影響を限定し，早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの容量は，高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから，当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は，ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は，消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき，40℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、各消火対象区画のうち最も多くの消火剤量を必要とするボンベ個数*である4個のボンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第20条第3項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名 称	原子炉建物地下1階南側通路，原子炉建物南東側階段室（B-非常用ディーゼル発電機電気室南側）用ハロゲン化物ボンベ	
容 量	ℓ/個	68 以上（68）
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する原子炉建物地下1階南側通路，原子炉建物南東側階段室（B-非常用ディーゼル発電機電気室南側）用ハロゲン化物ボンベは，以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは，火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう，火災の影響を限定し，早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの容量は，高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから，当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は，ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は，消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき，40℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、各消火対象区画のうち最も多くの消火剤量を必要とするボンベ個数*である4個のボンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第20条第3項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名 称	原子炉建物西側・南側配管ダクト室用ハロゲン化物ボンベ	
容 量	ℓ/個	68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	12

【設 定 根 拠】

(概 要)

火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する原子炉建物西側・南側配管ダクト室用ハロゲン化物ボンベは、以下の機能を有する。

ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。

1. 容量の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから、当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は、ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は、消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき、40℃とする。

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、消防法で要求される必要なボンベ個数*である 12 個のボンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名 称	原子炉建物地下2階南側通路用ハロゲン化物ポンベ	
容 量	ℓ/個	68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	8
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する原子炉建物地下2階南側通路用ハロゲン化物ポンベは、以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ポンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠 ハロゲン化物ポンベの容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ポンベを使用することから、当該ポンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠 ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力は、ポンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠 ハロゲン化物ポンベの最高使用温度は、消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき、40℃とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 ハロゲン化物ポンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、消防法で要求される必要なポンベ個数*である 8 個のポンベを設置する設計とする。</p> <p>注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出</p>		

名 称	原子炉建物地下2階北側通路，HPCS-ディーゼル発電機電気室，HPCW熱交換器室，HPCSバッテリー室，HPCS電気室，HPCWサージタンク室用ハロゲン化物ポンベ		
容 量	ℓ/個	24 以上 (24)	68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2	
最 高 使 用 温 度	℃	40	
個 数	—	1	10
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する原子炉建物地下2階北側通路，HPCS-ディーゼル発電機電気室，HPCW熱交換器室，HPCSバッテリー室，HPCS電気室，HPCWサージタンク室用ハロゲン化物ポンベは，以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ポンベは，火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう，火災の影響を限定し，早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ポンベの容量は，高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ポンベを使用することから，当該ポンベの容量はメーカーにて定めた容量である24ℓ/個以上，68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ24ℓ/個，68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力は，ポンベを設置する場所の周囲最高温度40℃における容器内圧と同じ5.2MPaとする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ポンベの最高使用温度は，消防法施行規則第20条第4項第四号に基づき，40℃とする。</p>			

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ポンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、各消火対象区画のうち最も多くの消火剤量を必要とするポンベ個数*である 240容器 1 個，680容器 10 個のポンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名 称	HPCS-ディーゼル発電機室用ハロゲン化物ボンベ	
容 量	ℓ/個	68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	10
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する HPCS-ディーゼル発電機室用ハロゲン化物ボンベは、以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから、当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は、ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は、消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき、40℃とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、消防法で要求される必要なボンベ個数*である 10 個のボンベを設置する設計とする。</p> <p>注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出</p>		

名	称	HPCS-ディーゼル発電機燃料デイトンク室用ハロゲン化物ポンベ
容	量	ℓ/個
24 以上 (24)		
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個	数	—
		2

【設 定 根 拠】

(概 要)

火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する HPCS-ディーゼル発電機燃料デイトンク室用ハロゲン化物ポンベは、以下の機能を有する。

ハロゲン化物ポンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。

1. 容量の設定根拠

ハロゲン化物ポンベの容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ポンベを使用することから、当該ポンベの容量はメーカーにて定めた容量である 24ℓ/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ 24ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力は、ポンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

ハロゲン化物ポンベの最高使用温度は、消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき、40℃とする。

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ポンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、消防法で要求される必要なポンベ個数を設置する設計とする。また、系統分離対策が必要な火災区域は、容器弁の単一故障を考慮し、消防法で要求される必要なポンベ個数*より1個多い2個のポンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第20条第3項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名	称	C-RHRポンプ室用ハロゲン化物ボンベ
容	量	ℓ/個
68 以上 (68)		
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個	数	—
5		
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する C-RHR ポンプ室用ハロゲン化物ボンベは、以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠 ハロゲン化物ボンベの容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから、当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠 ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は、ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠 ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は、消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき、40℃とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、消防法で要求される必要なボンベ個数*である 5 個のボンベを設置する設計とする。</p> <p>注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出</p>		

名	称	A-非常用ディーゼル発電機室, B-非常用ディーゼル発電機室用ハロゲン化物ボンベ
容	量	ℓ/個
68 以上 (68)		
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個	数	—
10		

【設 定 根 拠】

(概 要)

火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する A-非常用ディーゼル発電機室, B-非常用ディーゼル発電機室用ハロゲン化物ボンベは, 以下の機能を有する。

ハロゲン化物ボンベは, 火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう, 火災の影響を限定し, 早期の消火を行うために設置する。

1. 容量の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの容量は, 高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから, 当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は, ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は, 消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき, 40℃とする。

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ポンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、各消火対象区画のうち最も多くの消火剤量を必要とするポンベ個数*である 10 個のポンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名 称	PLRポンプMGセット室用ハロゲン化物ボンベ	
容 量	ℓ/個	68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	29

【設 定 根 拠】

(概 要)

火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する PLR ポンプ MG セット室用ハロゲン化物ボンベは、以下の機能を有する。

ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。

1. 容量の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから、当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は、ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は、消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき、40℃とする。

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、消防法で要求される必要なボンベ個数*である 29 個のボンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名	称	A-非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク室用ハロゲン化物ポンベ
容	量	ℓ/個
24 以上 (24)		
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個	数	—
4		

【設 定 根 拠】

(概 要)

火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する A-非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク室用ハロゲン化物ポンベは、以下の機能を有する。

ハロゲン化物ポンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。

1. 容量の設定根拠

ハロゲン化物ポンベの容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ポンベを使用することから、当該ポンベの容量はメーカーにて定めた容量である 24ℓ/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ 24ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力は、ポンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

ハロゲン化物ポンベの最高使用温度は、消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき、40℃とする。

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ポンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、消防法で要求される必要なポンベ個数を設置する設計とする。また、系統分離対策が必要な火災区域は、容器弁の単一故障を考慮し、消防法で要求される必要なポンベ個数*より1個多い4個のポンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第20条第3項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名	称	B-非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク室用ハロゲン化物ポンベ
容	量	ℓ/個
		24 以上 (24)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個	数	—
		3

【設 定 根 拠】

(概 要)

火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する B-非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク室用ハロゲン化物ポンベは、以下の機能を有する。

ハロゲン化物ポンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。

1. 容量の設定根拠

ハロゲン化物ポンベの容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ポンベを使用することから、当該ポンベの容量はメーカーにて定めた容量である 24ℓ/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ 24ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力は、ポンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

ハロゲン化物ポンベの最高使用温度は、消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき、40℃とする。

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ポンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、消防法で要求される必要なポンベ個数を設置する設計とする。また、系統分離対策が必要な火災区域は、容器弁の単一故障を考慮し、消防法で要求される必要なポンベ個数*より1個多い3個のポンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第20条第3項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名 称	B-RHR熱交換器室，主蒸気管室，格納容器内漏洩検出モニタ室，A-RHR熱交換器室，A-RHRバルブ室用ハロゲン化物ポンベ	
容 量	ℓ/個	68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	15
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する B-RHR 熱交換器室，主蒸気管室，格納容器内漏洩検出モニタ室，A-RHR 熱交換器室，A-RHR バルブ室用ハロゲン化物ポンベは，以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ポンベは，火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう，火災の影響を限定し，早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ポンベの容量は，高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ポンベを使用することから，当該ポンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力は，ポンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ポンベの最高使用温度は，消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき，40℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ポンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、各消火対象区画のうち最も多くの消火剤量を必要とするポンベ個数*である 15 個のポンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名 称	原子炉建物常用コントロールセンタ室，原子炉建物3階北西側通路用ハロゲン化物ボンベ	
容 量	ℓ/個	68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	4

【設 定 根 拠】

(概 要)

火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する原子炉建物常用コントロールセンタ室，原子炉建物3階北西側通路用ハロゲン化物ボンベは，以下の機能を有する。

ハロゲン化物ボンベは，火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう，火災の影響を限定し，早期の消火を行うために設置する。

1. 容量の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの容量は，高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから，当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は，ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は，消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき，40℃とする。

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ボンベは，火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう，火災の影響を限定し，早期の消火を行うために，各消火対象区画のうち最も多くの消火剤量を必要とするボンベ個数*である 4 個のボンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名	称	CRD保管室，西側PCVペネトレーション室，CUW再生熱交換器室，CRD補修室用ハロゲン化物ボンベ
容	量	ℓ/個
		68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個	数	—
		6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する CRD 保管室，西側 PCV ペネトレーション室，CUW 再生熱交換器室，CRD 補修室用ハロゲン化物ボンベは，以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは，火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう，火災の影響を限定し，早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの容量は，高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから，当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は，ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は，消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき，40℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、各消火対象区画のうち最も多くの消火剤量を必要とするボンベ個数*である6個のボンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第20条第3項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名	称	CUWホールディングポンプ室，FPCポンプ室，原子炉建物中2階南側通路用ハロゲン化物ボンベ
容	量	ℓ/個
		68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個	数	—
		3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する CUW ホールディングポンプ室，FPC ポンプ室，原子炉建物中 2 階南側通路用ハロゲン化物ボンベは，以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは，火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう，火災の影響を限定し，早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの容量は，高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから，当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は，ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は，消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき，40℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、消防法で要求される必要なボンベ個数*である 3 個のボンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名 称	原子炉建物地下1階北東側通路，A-事故時サンプリング室，原子炉棟排気モニタ室，A-格納容器内雰囲気モニタ校正室，原子炉建物北東側階段室（エアロック室前）用ハロゲン化物ボンベ		
容 量	ℓ/個	24 以上（24）	68 以上（68）
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2	
最 高 使 用 温 度	℃	40	
個 数	—	1	3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する原子炉建物地下1階北東側通路，A-事故時サンプリング室，原子炉棟排気モニタ室，A-格納容器内雰囲気モニタ校正室，原子炉建物北東側階段室（エアロック室前）用ハロゲン化物ボンベは，以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは，火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう，火災の影響を限定し，早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの容量は，高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから，当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 24ℓ/個以上，68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 24ℓ/個，68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は，ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は，消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき，40℃とする。</p>			

【設定根拠】(続き)

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、各消火対象区画のうち最も多くの消火剤量を必要とするボンベ個数*である 240容器 1 個、680容器 3 個のボンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名 称	原子炉棟排風機室用ハロゲン化物ボンベ	
容 量	ℓ/個	68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	18
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する原子炉棟排風機室用ハロゲン化物ボンベは、以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから、当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は、ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は、消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき、40℃とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、消防法で要求される必要なボンベ個数*である 18 個のボンベを設置する設計とする。</p> <p>注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出</p>		

名 称	B-制御棒位置信号変換器盤室用ハロゲン化物ポンベ	
容 量	ℓ/個	24 以上 (24)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する B-制御棒位置信号変換器盤室用ハロゲン化物ポンベは、以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ポンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠 ハロゲン化物ポンベの容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ポンベを使用することから、当該ポンベの容量はメーカーにて定めた容量である 24ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 24ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠 ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力は、ポンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠 ハロゲン化物ポンベの最高使用温度は、消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき、40℃とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 ハロゲン化物ポンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、消防法で要求される必要なポンベ個数*である 1 個のポンベを設置する設計とする。</p> <p>注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出</p>		

名 称	A-非常用ディーゼル発電機電気室, B-非常用ディーゼル発電機電気室, 再循環MG盤・コントロールセンタ室, A-非常用電気室送風機室, B-非常用電気室送風機室用ハロゲン化物ボンベ	
容 量	ℓ/個	68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	14
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する A-非常用ディーゼル発電機電気室, B-非常用ディーゼル発電機電気室, 再循環 MG 盤・コントロールセンタ室, A-非常用電気室送風機室, B-非常用電気室送風機室用ハロゲン化物ボンベは, 以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは, 火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう, 火災の影響を限定し, 早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの容量は, 高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから, 当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は, ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は, 消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき, 40℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ポンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、各消火対象区画のうち最も多くの消火剤量を必要とするポンベ個数*である 14 個のポンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名	称	原子炉建物中2階工具室，B-原子炉格納容器H2・02分析計 ラック室用ハロゲン化物ボンベ
容	量	ℓ/個
68 以上 (68)		
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個	数	—
1		
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する原子炉建物中2階工具室，B-原子炉格納容器 H2・02 分析計ラック室用ハロゲン化物ボンベは，以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは，火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう，火災の影響を限定し，早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの容量は，高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから，当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は，ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は，消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき，40℃とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベは，火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう，火災の影響を限定し，早期の消火を行うために，各消火対象区画のうち最も多くの消火剤量を必要とするボンベ個数*である 1 個のボンベを設置する設計とする。</p> <p>注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出</p>		

名 称	IA空気圧縮機室， I-RCWポンプ熱交換器室， II-RCWポンプ熱交換器室， 原子炉棟送風機室， RCWバルブ室用ハロゲン化物ボンベ	
容 量	ℓ/個	68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	32
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する IA 空気圧縮機室， I-RCW ポンプ熱交換器室， II-RCW ポンプ熱交換器室， 原子炉棟送風機室， RCW バルブ室用ハロゲン化物ボンベは， 以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは， 火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう， 火災の影響を限定し， 早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの容量は， 高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから， 当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は， ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は， 消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき， 40℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ポンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、各消火対象区画のうち最も多くの消火剤量を必要とするポンベ個数*である 32 個のポンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名 称	原子炉建物2階制御盤室用ハロゲン化物ボンベ	
容 量	ℓ/個	68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する原子炉建物 2 階制御盤室用ハロゲン化物ボンベは、以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠 ハロゲン化物ボンベの容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから、当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠 ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は、ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠 ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は、消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき、40℃とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、消防法で要求される必要なボンベ個数*である 1 個のボンベを設置する設計とする。</p> <p>注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出</p>		

名 称	B-RHRバルブ室・熱交換器室，東側PCVペネトレーション室，配管室，バルブ室，CUWバルブ室，A-RHRバルブ室・熱交換器室，原子炉建物北東側階段室（A-RHRポンプ室東側）用ハロゲン化物ボンベ	
容 量	ℓ/個	68 以上（68）
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	11
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する B-RHR バルブ室・熱交換器室，東側 PCV ペネトレーション室，配管室，バルブ室，CUW バルブ室，A-RHR バルブ室・熱交換器室，原子炉建物北東側階段室（A-RHR ポンプ室東側）用ハロゲン化物ボンベは，以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは，火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう，火災の影響を限定し，早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの容量は，高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから，当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は，ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は，消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき，40℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ポンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、各消火対象区画のうち最も多くの消火剤量を必要とするポンベ個数*である 11 個のポンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名 称	A-制御棒駆動応答盤室用ハロゲン化物ポンベ	
容 量	ℓ/個	24 以上 (24)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する A-制御棒駆動応答盤室用ハロゲン化物ポンベは、以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ポンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠 ハロゲン化物ポンベの容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ポンベを使用することから、当該ポンベの容量はメーカーにて定めた容量である 24ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 24ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠 ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力は、ポンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠 ハロゲン化物ポンベの最高使用温度は、消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき、40℃とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 ハロゲン化物ポンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、消防法で要求される必要なポンベ個数*である 1 個のポンベを設置する設計とする。</p> <p>注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出</p>		

名 称	原子炉建物北東側階段室（エレベータ前），A-非常用電気室，B-非常用電気室，第2チェックポイント，原子炉建物3階北側連絡通路，原子炉建物非常用コントロールセンタ室用ハロゲン化物ボンベ	
容 量	ℓ/個	68 以上（68）
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	17
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する原子炉建物北東側階段室（エレベータ前），A-非常用電気室，B-非常用電気室，第2チェックポイント，原子炉建物3階北側連絡通路，原子炉建物非常用コントロールセンタ室用ハロゲン化物ボンベは，以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは，火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう，火災の影響を限定し，早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの容量は，高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから，当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は，ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は，消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき，40℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ポンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、各消火対象区画のうち最も多くの消火剤量を必要とするポンベ個数*である 17 個のポンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名 称	FPC熱交換器室用ハロゲン化物ボンベ	
容 量	ℓ/個	68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する FPC 熱交換器室用ハロゲン化物ボンベは、以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠 ハロゲン化物ボンベの容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから、当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠 ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は、ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠 ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は、消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき、40℃とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、消防法で要求される必要なボンベ個数*である 3 個のボンベを設置する設計とする。</p> <p>注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出</p>		

名	称	B-R/Bダストモニタ室・主蒸気管室冷却機室，原子炉建物 1階東側通路用ハロゲン化物ボンベ
容	量	ℓ/個
68 以上 (68)		
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個	数	—
		22

【設 定 根 拠】

(概 要)

火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する B-R/B ダストモニタ室・主蒸気管室冷却機室，原子炉建物 1 階東側通路用ハロゲン化物ボンベは，以下の機能を有する。

ハロゲン化物ボンベは，火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう，火災の影響を限定し，早期の消火を行うために設置する。

1. 容量の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの容量は，高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから，当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は，ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は，消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき，40℃とする。

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、消防法で要求される必要なボンベ個数*である 22 個のボンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名 称	A-CUW循環ポンプ室, スクラム排水容器室用ハロゲン化物ボンベ	
容 量	ℓ/個	68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	22

【設 定 根 拠】

(概 要)

火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する A-CUW 循環ポンプ室, スクラム排水容器室用ハロゲン化物ボンベは, 以下の機能を有する。

ハロゲン化物ボンベは, 火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう, 火災の影響を限定し, 早期の消火を行うために設置する。

1. 容量の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの容量は, 高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから, 当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は, ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は, 消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき, 40℃とする。

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ボンベは, 火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう, 火災の影響を限定し, 早期の消火を行うために, 消防法で要求される必要なボンベ個数*である 22 個のボンベを設置する設計とする。

注記* : 消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名 称	原子炉建物中2階東側通路，原子炉浄化サージタンク室，SLCポンプ室，原子炉建物3階東側通路用ハロゲン化物ボンベ	
容 量	ℓ/個	68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	26
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する原子炉建物中 2 階東側通路，原子炉浄化サージタンク室，SLC ポンプ室，原子炉建物 3 階東側通路用ハロゲン化物ボンベは，以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは，火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう，火災の影響を限定し，早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの容量は，高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから，当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は，ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は，消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき，40℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、消防法で要求される必要なボンベ個数*である 26 個のボンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名 称	原子炉建物1階西側通路，SRV補修室用ハロゲン化物ボンベ	
容 量	ℓ/個	68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	22

【設 定 根 拠】

(概 要)

火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する原子炉建物 1 階西側通路，SRV 補修室用ハロゲン化物ボンベは，以下の機能を有する。

ハロゲン化物ボンベは，火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう，火災の影響を限定し，早期の消火を行うために設置する。

1. 容量の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの容量は，高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから，当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は，ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は，消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき，40℃とする。

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ボンベは，火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう，火災の影響を限定し，早期の消火を行うために，各消火対象区画のうち最も多くの消火剤量を必要とするボンベ個数*である 22 個のボンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名	称	A-原子炉格納容器H2・O2分析計ラック室，非常用ガス処理装置室，原子炉建物3階西側通路用ハロゲン化物ボンベ
容	量	ℓ/個
		68 以上 (68)
最	高	使用
圧	力	MPa
		5.2
最	高	使用
温	度	℃
		40
個	数	—
		23
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する A-原子炉格納容器 H2・O2 分析計ラック室，非常用ガス処理装置室，原子炉建物 3 階西側通路用ハロゲン化物ボンベは，以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは，火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう，火災の影響を限定し，早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの容量は，高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから，当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は，ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は，消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき，40℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、消防法で要求される必要なボンベ個数*である 23 個のボンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名 称	B-CUW循環ポンプ室, CRD・HCU窒素充填装置室用ハロゲン化物ボンベ	
容 量	ℓ/個	68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	22

【設 定 根 拠】

(概 要)

火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する B-CUW 循環ポンプ室, CRD・HCU 窒素充填装置室用ハロゲン化物ボンベは, 以下の機能を有する。

ハロゲン化物ボンベは, 火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう, 火災の影響を限定し, 早期の消火を行うために設置する。

1. 容量の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの容量は, 高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから, 当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は, ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は, 消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき, 40℃とする。

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ボンベは, 火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう, 火災の影響を限定し, 早期の消火を行うために, 消防法で要求される必要なボンベ個数*である 22 個のボンベを設置する設計とする。

注記* : 消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名 称	FPCポンプ室冷却機室，原子炉建物3階西側通路用ハロゲン化物ボンベ	
容 量	ℓ/個	68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	18

【設 定 根 拠】

(概 要)

火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する FPC ポンプ室冷却機室，原子炉建物 3 階西側通路用ハロゲン化物ボンベは，以下の機能を有する。

ハロゲン化物ボンベは，火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう，火災の影響を限定し，早期の消火を行うために設置する。

1. 容量の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの容量は，高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから，当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は，ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は，消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき，40℃とする。

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ボンベは，火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう，火災の影響を限定し，早期の消火を行うために，消防法で要求される必要なボンベ個数*である 18 個のボンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名	称	トーラス室(2)用ハロゲン化物ボンベ
容 量	ℓ/個	68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	26
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置するトーラス室(2)用ハロゲン化物ボンベは、以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠 ハロゲン化物ボンベの容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから、当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠 ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は、ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠 ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は、消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき、40℃とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、消防法で要求される必要なボンベ個数*である 26 個のボンベを設置する設計とする。</p> <p>注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出</p>		

名 称	トーラス室(1), CST連絡ダクト, B-RHRバルブ室用ハロゲン化物ポンベ	
容 量	ℓ/個	68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	20

【設 定 根 拠】

(概 要)

火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置するトーラス室(1), CST 連絡ダクト, B-RHR バルブ室用ハロゲン化物ポンベは, 以下の機能を有する。

ハロゲン化物ポンベは, 火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう, 火災の影響を限定し, 早期の消火を行うために設置する。

1. 容量の設定根拠

ハロゲン化物ポンベの容量は, 高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ポンベを使用することから, 当該ポンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力は, ポンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

ハロゲン化物ポンベの最高使用温度は, 消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき, 40℃とする。

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ポンベは, 火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう, 火災の影響を限定し, 早期の消火を行うために, 消防法で要求される必要なポンベ個数*である 20 個のポンベを設置する設計とする。

注記* : 消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名	称	トーラス室(3)用ハロゲン化物ボンベ
容	量	ℓ/個
68 以上 (68)		
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個	数	—
20		
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置するトーラス室(3)用ハロゲン化物ボンベは、以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠 ハロゲン化物ボンベの容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから、当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠 ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は、ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠 ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は、消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき、40℃とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、消防法で要求される必要なボンベ個数*である 20 個のボンベを設置する設計とする。</p> <p>注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出</p>		

名 称	ケーブルトレイ (C1R4003) 用ハロゲン化物ボンベ	
容 量	ℓ/個	□以上 (□)
最 高 使 用 圧 力	MPa	4.6
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置するケーブルトレイ (C1R4003) 用ハロゲン化物ボンベは、以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから、当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である □ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ □ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は、ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 4.6MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は、消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき、40℃とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠</p> <p>ケーブルトレイ (C1R4003) 用ハロゲン化物ボンベは、試験結果に基づきケーブルトレイ (C1R4003) の消火に必要なボンベ個数である 1 個のボンベを設置する設計とする。</p>		

名 称	ケーブルトレイ (P2R4001) 用ハロゲン化物ボンベ	
容 量	ℓ/個	□以上 (□)
最 高 使 用 圧 力	MPa	4.6
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置するケーブルトレイ (P2R4001) 用ハロゲン化物ボンベは、以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから、当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である □ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ □ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は、ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 4.6MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は、消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき、40℃とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠</p> <p>ケーブルトレイ (P2R4001) 用ハロゲン化物ボンベは、試験結果に基づきケーブルトレイ (P2R4001) の消火に必要なボンベ個数である 1 個のボンベを設置する設計とする。</p>		

名 称	ケーブルトレイ (C2R4001) 用ハロゲン化物ボンベ	
容 量	ℓ/個	□以上 (□)
最 高 使 用 圧 力	MPa	4.6
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置するケーブルトレイ (C2R4001) 用ハロゲン化物ボンベは、以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから、当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である □ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ □ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は、ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 4.6MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は、消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき、40℃とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠</p> <p>ケーブルトレイ (C2R4001) 用ハロゲン化物ボンベは、試験結果に基づきケーブルトレイ (C2R4001) の消火に必要なボンベ個数である 1 個のボンベを設置する設計とする。</p>		

名 称	RCICポンプ室，CRDポンプ室，B-RHRポンプ室冷却機室，原子炉建物北東側階段室（RCICポンプ室東側）用ハロゲン化物ボンベ出口ヘッダ管	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3/89.1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は，RCIC ポンプ室，CRD ポンプ室，B-RHR ポンプ室冷却機室，原子炉建物北東側階段室（RCIC ポンプ室東側）用ハロゲン化物ボンベのヘッダ管であり，RCIC ポンプ室，CRD ポンプ室，B-RHR ポンプ室冷却機室，原子炉建物北東側階段室（RCIC ポンプ室東側）内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，D 2 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は，RCIC ポンプ室，CRD ポンプ室，B-RHR ポンプ室冷却機室，原子炉建物北東側階段室（RCIC ポンプ室東側）用ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は，RCIC ポンプ室，CRD ポンプ室，B-RHR ポンプ室冷却機室，原子炉建物北東側階段室（RCIC ポンプ室東側）用ハロゲン化物ボンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 1 : 76.3mm

D 2 : 89.1mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mm, 89.1mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	CRDポンプ室, B-RHRポンプ室冷却機室供給ライン分岐点 ～ CRDポンプ室, B-RHRポンプ室冷却機室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	89.1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は, RCIC ポンプ室, CRD ポンプ室, B-RHR ポンプ室冷却機室, 原子炉建物北東側階段室 (RCIC ポンプ室東側) 用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と CRD ポンプ室, B-RHR ポンプ室冷却機室を接続する配管であり, CRD ポンプ室, B-RHR ポンプ室冷却機室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 2 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備 (原子炉建物) 主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は, RCIC ポンプ室, CRD ポンプ室, B-RHR ポンプ室冷却機室, 原子炉建物北東側階段室 (RCIC ポンプ室東側) 用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は, RCIC ポンプ室, CRD ポンプ室, B-RHR ポンプ室冷却機室, 原子炉建物北東側階段室 (RCIC ポンプ室東側) 用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D2 : 89.1mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している89.1mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	RCICポンプ室供給ライン分岐点 ～ RCICポンプ室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、RCIC ポンプ室、CRD ポンプ室、B-RHR ポンプ室冷却機室、原子炉建物北東側階段室（RCIC ポンプ室東側）用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と RCIC ポンプ室を接続する配管であり、RCIC ポンプ室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 3 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、RCIC ポンプ室、CRD ポンプ室、B-RHR ポンプ室冷却機室、原子炉建物北東側階段室（RCIC ポンプ室東側）用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、RCIC ポンプ室、CRD ポンプ室、B-RHR ポンプ室冷却機室、原子炉建物北東側階段室（RCIC ポンプ室東側）用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D3 : 60.5mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している60.5mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名	称	原子炉建物北東側階段室（RCICポンプ室東側）供給ライン分岐点 ～ 原子炉建物北東側階段室（RCICポンプ室東側）
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外	径	mm
		60.5/42.7
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、RCICポンプ室、CRDポンプ室、B-RHRポンプ室冷却機室、原子炉建物北東側階段室（RCICポンプ室東側）用ハロゲン化物ポンベのヘッド管と原子炉建物北東側階段室（RCICポンプ室東側）を接続する配管であり、原子炉建物北東側階段室（RCICポンプ室東側）内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD3、D4として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.1-1ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、RCICポンプ室、CRDポンプ室、B-RHRポンプ室冷却機室、原子炉建物北東側階段室（RCICポンプ室東側）用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、RCICポンプ室、CRDポンプ室、B-RHRポンプ室冷却機室、原子炉建物北東側階段室（RCICポンプ室東側）用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 3 : 60.5mm

D 4 : 42.7mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を 0.9MPa 以上*¹ 及び消火に必要なハロン 1301 ガス量*²を 30 秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している 60.5mm, 42.7mm とする。

注記*1：消防法施行規則第 20 条第 1 項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第 20 条第 3 項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第 20 条第 1 項第三号において定められている放射時間

名	称	B-RHRポンプ室, A-RHRポンプ室, HPCSポンプ室, HPCSポンプ室冷却機室, LPCSポンプ室, LPCSポンプ室冷却機室, A-RHRポンプ室冷却機室用ハロゲン化物ボンベ出口ヘッダ管
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外径	mm	60.5
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は, B-RHRポンプ室, A-RHRポンプ室, HPCSポンプ室, HPCSポンプ室冷却機室, LPCSポンプ室, LPCSポンプ室冷却機室, A-RHRポンプ室冷却機室用ハロゲン化物ボンベのヘッダ管であり, B-RHRポンプ室, A-RHRポンプ室, HPCSポンプ室, HPCSポンプ室冷却機室, LPCSポンプ室, LPCSポンプ室冷却機室, A-RHRポンプ室冷却機室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1, 最高使用温度の設定根拠をT1, 外径の設定根拠をD3として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.1-1ハロゲン化物消火設備(原子炉建物)主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は, B-RHRポンプ室, A-RHRポンプ室, HPCSポンプ室, HPCSポンプ室冷却機室, LPCSポンプ室, LPCSポンプ室冷却機室, A-RHRポンプ室冷却機室用ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は, B-RHRポンプ室, A-RHRポンプ室, HPCSポンプ室, HPCSポンプ室冷却機室, LPCSポンプ室, LPCSポンプ室冷却機室, A-RHRポンプ室冷却機室用ハロゲン化物ボンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D3 : 60.5mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している60.5mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称		B-RHRポンプ室供給ライン分岐点 ～ B-RHRポンプ室
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	60.5/42.7
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-RHR ポンプ室、A-RHR ポンプ室、HPCS ポンプ室、HPCS ポンプ室冷却機室、LPCS ポンプ室、LPCS ポンプ室冷却機室、A-RHR ポンプ室冷却機室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管とB-RHR ポンプ室を接続する配管であり、B-RHR ポンプ室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 3、D 4として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、B-RHR ポンプ室、A-RHR ポンプ室、HPCS ポンプ室、HPCS ポンプ室冷却機室、LPCS ポンプ室、LPCS ポンプ室冷却機室、A-RHR ポンプ室冷却機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、B-RHR ポンプ室、A-RHR ポンプ室、HPCS ポンプ室、HPCS ポンプ室冷却機室、LPCS ポンプ室、LPCS ポンプ室冷却機室、A-RHR ポンプ室冷却機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D3 : 60.5mm

D4 : 42.7mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している60.5mm, 42.7mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	A-RHRポンプ室冷却機室供給ライン分岐点 ～ A-RHRポンプ室冷却機室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	60.5/42.7
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-RHR ポンプ室、A-RHR ポンプ室、HPCS ポンプ室、HPCS ポンプ室冷却機室、LPCS ポンプ室、LPCS ポンプ室冷却機室、A-RHR ポンプ室冷却機室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管とA-RHR ポンプ室冷却機室を接続する配管であり、A-RHR ポンプ室冷却機室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 3、D 4として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、B-RHR ポンプ室、A-RHR ポンプ室、HPCS ポンプ室、HPCS ポンプ室冷却機室、LPCS ポンプ室、LPCS ポンプ室冷却機室、A-RHR ポンプ室冷却機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、B-RHR ポンプ室、A-RHR ポンプ室、HPCS ポンプ室、HPCS ポンプ室冷却機室、LPCS ポンプ室、LPCS ポンプ室冷却機室、A-RHR ポンプ室冷却機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 3 : 60.5mm

D 4 : 42.7mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を 0.9MPa 以上*¹ 及び消火に必要なハロン 1301 ガス量*²を 30 秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している 60.5mm, 42.7mm とする。

注記*1：消防法施行規則第 20 条第 1 項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第 20 条第 3 項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第 20 条第 1 項第三号において定められている放射時間

名	称	A-RHRポンプ室供給ライン分岐点 ～ A-RHRポンプ室
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外	径	mm
		60.5/42.7
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B-RHRポンプ室、A-RHRポンプ室、HPCSポンプ室、HPCSポンプ室冷却機室、LPCSポンプ室、LPCSポンプ室冷却機室、A-RHRポンプ室冷却機室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管とA-RHRポンプ室を接続する配管であり、A-RHRポンプ室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD3、D4として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.1-1ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、B-RHRポンプ室、A-RHRポンプ室、HPCSポンプ室、HPCSポンプ室冷却機室、LPCSポンプ室、LPCSポンプ室冷却機室、A-RHRポンプ室冷却機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、B-RHRポンプ室、A-RHRポンプ室、HPCSポンプ室、HPCSポンプ室冷却機室、LPCSポンプ室、LPCSポンプ室冷却機室、A-RHRポンプ室冷却機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 3 : 60.5mm

D 4 : 42.7mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している60.5mm, 42.7mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称		LPCSポンプ室, LPCSポンプ室冷却機室供給ライン分岐点 ～ LPCSポンプ室, LPCSポンプ室冷却機室
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	60.5/48.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は, B-RHR ポンプ室, A-RHR ポンプ室, HPCS ポンプ室, HPCS ポンプ室冷却機室, LPCS ポンプ室, LPCS ポンプ室冷却機室, A-RHR ポンプ室冷却機室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と LPCS ポンプ室, LPCS ポンプ室冷却機室を接続する配管であり, LPCS ポンプ室, LPCS ポンプ室冷却機室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 3, D 5 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備 (原子炉建物) 主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は, B-RHR ポンプ室, A-RHR ポンプ室, HPCS ポンプ室, HPCS ポンプ室冷却機室, LPCS ポンプ室, LPCS ポンプ室冷却機室, A-RHR ポンプ室冷却機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は, B-RHR ポンプ室, A-RHR ポンプ室, HPCS ポンプ室, HPCS ポンプ室冷却機室, LPCS ポンプ室, LPCS ポンプ室冷却機室, A-RHR ポンプ室冷却機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D3 : 60.5mm

D5 : 48.6mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している60.5mm, 48.6mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	HPCSポンプ室，HPCSポンプ室冷却機室供給ライン分岐点 ～ HPCSポンプ室，HPCSポンプ室冷却機室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は，B-RHR ポンプ室，A-RHR ポンプ室，HPCS ポンプ室，HPCS ポンプ室冷却機室，LPCS ポンプ室，LPCS ポンプ室冷却機室，A-RHR ポンプ室冷却機室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と HPCS ポンプ室，HPCS ポンプ室冷却機室を接続する配管であり，HPCS ポンプ室，HPCS ポンプ室冷却機室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 3 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は，B-RHR ポンプ室，A-RHR ポンプ室，HPCS ポンプ室，HPCS ポンプ室冷却機室，LPCS ポンプ室，LPCS ポンプ室冷却機室，A-RHR ポンプ室冷却機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は，B-RHR ポンプ室，A-RHR ポンプ室，HPCS ポンプ室，HPCS ポンプ室冷却機室，LPCS ポンプ室，LPCS ポンプ室冷却機室，A-RHR ポンプ室冷却機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D3 : 60.5mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している60.5mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	原子炉建物地下1階南側通路，原子炉建物南東側階段室 (B-非常用ディーゼル発電機電気室南側) 用ハロゲン化 物ボンベ出口ヘッダ管	
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
外 径	mm	76.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は，原子炉建物地下1階南側通路，原子炉建物南東側階段室（B-非常用ディーゼル発電機電気室南側）用ハロゲン化物ボンベのヘッダ管であり，原子炉建物地下1階南側通路，原子炉建物南東側階段室（B-非常用ディーゼル発電機電気室南側）内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1，最高使用温度の設定根拠をT1，外径の設定根拠をD1として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は，原子炉建物地下1階南側通路，原子炉建物南東側階段室（B-非常用ディーゼル発電機電気室南側）用ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は，原子炉建物地下1階南側通路，原子炉建物南東側階段室（B-非常用ディーゼル発電機電気室南側）用ハロゲン化物ボンベの最高使用温度と同じ 40℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 76.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mmとする。

注記*¹：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*²：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*³：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	原子炉建物地下1階南側通路供給ライン分岐点 ～ 原子炉建物地下1階南側通路	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉建物地下1階南側通路、原子炉建物南東側階段室（B-非常用ディーゼル発電機電気室南側）用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と原子炉建物地下1階南側通路を接続する配管であり、原子炉建物地下1階南側通路内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD1として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、原子炉建物地下1階南側通路、原子炉建物南東側階段室（B-非常用ディーゼル発電機電気室南側）用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、原子炉建物地下1階南側通路、原子炉建物南東側階段室（B-非常用ディーゼル発電機電気室南側）用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 76.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mmとする。

注記*¹：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*²：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*³：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	原子炉建物南東側階段室（B-非常用ディーゼル発電機電気室南側）供給ライン分岐点 ～ 原子炉建物南東側階段室（B-非常用ディーゼル発電機電気室南側）	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	60.5/42.7
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉建物地下1階南側通路、原子炉建物南東側階段室（B-非常用ディーゼル発電機電気室南側）用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と原子炉建物南東側階段室（B-非常用ディーゼル発電機電気室南側）を接続する配管であり、原子炉建物南東側階段室（B-非常用ディーゼル発電機電気室南側）内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD3、D4として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、原子炉建物地下1階南側通路、原子炉建物南東側階段室（B-非常用ディーゼル発電機電気室南側）用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、原子炉建物地下1階南側通路、原子炉建物南東側階段室（B-非常用ディーゼル発電機電気室南側）用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D3 : 60.5mm

D4 : 42.7mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している60.5mm, 42.7mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	原子炉建物西側・南側配管ダクト室用ハロゲン化物ポン ベ ～ 原子炉建物西側・南側配管ダクト室	
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
外 径	mm	76.3/114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉建物西側・南側配管ダクト室用ハロゲン化物ポンベと原子炉建物西側・南側配管ダクト室を接続する配管であり、原子炉建物西側・南側配管ダクト室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1，D 6として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、原子炉建物西側・南側配管ダクト室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、原子炉建物西側・南側配管ダクト室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 76.3mm

D6 : 114.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mm, 114.3mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名	称	原子炉建物地下2階南側通路用ハロゲン化物ポンベ ～ 原子炉建物地下2階南側通路	
最高使用圧力	MPa	5.2	
最高使用温度	℃	40	
外	径	mm	76.3/89.1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉建物地下2階南側通路用ハロゲン化物ポンベと原子炉建物地下2階南側通路を接続する配管であり、原子炉建物地下2階南側通路内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD1、D2として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.1-1ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、原子炉建物地下2階南側通路用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、原子炉建物地下2階南側通路用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>			

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 1 : 76.3mm

D 2 : 89.1mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を 0.9MPa 以上*¹ 及び消火に必要なハロン 1301 ガス量*²を 30 秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している 76.3mm, 89.1mm とする。

注記*1：消防法施行規則第 20 条第 1 項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第 20 条第 3 項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第 20 条第 1 項第三号において定められている放射時間

名 称	原子炉建物地下2階北側通路, HPCS-ディーゼル発電機電気室, HPCW熱交換器室, HPCSバッテリー室, HPCS電気室, HPCWサージタンク室用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3/89.1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は, 原子炉建物地下 2 階北側通路, HPCS-ディーゼル発電機電気室, HPCW 熱交換器室, HPCS バッテリー室, HPCS 電気室, HPCW サージタンク室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管であり, 原子炉建物地下 2 階北側通路, HPCS-ディーゼル発電機電気室, HPCW 熱交換器室, HPCS バッテリー室, HPCS 電気室, HPCW サージタンク室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 1, D 2 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備 (原子炉建物) 主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は, 原子炉建物地下 2 階北側通路, HPCS-ディーゼル発電機電気室, HPCW 熱交換器室, HPCS バッテリー室, HPCS 電気室, HPCW サージタンク室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は, 原子炉建物地下 2 階北側通路, HPCS-ディーゼル発電機電気室, HPCW 熱交換器室, HPCS バッテリー室, HPCS 電気室, HPCW サージタンク室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 1 : 76.3mm

D 2 : 89.1mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mm, 89.1mmとする。

注記*1: 消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2: 消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3: 消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	HPCSバッテリー室供給ライン分岐点 ～ HPCSバッテリー室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉建物地下2階北側通路、HPCS-ディーゼル発電機電気室、HPCW熱交換器室、HPCSバッテリー室、HPCS電気室、HPCWサージタンク室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管とHPCSバッテリー室を接続する配管であり、HPCSバッテリー室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD7として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.1-1ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、原子炉建物地下2階北側通路、HPCS-ディーゼル発電機電気室、HPCW熱交換器室、HPCSバッテリー室、HPCS電気室、HPCWサージタンク室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、原子炉建物地下2階北側通路、HPCS-ディーゼル発電機電気室、HPCW熱交換器室、HPCSバッテリー室、HPCS電気室、HPCWサージタンク室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D7 : 34.0mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している34.0mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名	称	HPCS電気室供給ライン分岐点 ～ HPCS電気室
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外	径	mm
		60.5/48.6
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉建物地下2階北側通路、HPCS-ディーゼル発電機電気室、HPCW熱交換器室、HPCSバッテリー室、HPCS電気室、HPCWサージタンク室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管とHPCS電気室を接続する配管であり、HPCS電気室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD3、D5として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.1-1ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、原子炉建物地下2階北側通路、HPCS-ディーゼル発電機電気室、HPCW熱交換器室、HPCSバッテリー室、HPCS電気室、HPCWサージタンク室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、原子炉建物地下2階北側通路、HPCS-ディーゼル発電機電気室、HPCW熱交換器室、HPCSバッテリー室、HPCS電気室、HPCWサージタンク室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D3 : 60.5mm

D5 : 48.6mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している60.5mm, 48.6mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名	称	HPCS-ディーゼル発電機電気室供給ライン分岐点 ～ HPCS-ディーゼル発電機電気室	
最高使用圧力	MPa	5.2	
最高使用温度	℃	40	
外	径	mm	76.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉建物地下2階北側通路、HPCS-ディーゼル発電機電気室、HPCW熱交換器室、HPCSバッテリー室、HPCS電気室、HPCWサージタンク室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管とHPCS-ディーゼル発電機電気室を接続する配管であり、HPCS-ディーゼル発電機電気室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD1として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.1-1ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、原子炉建物地下2階北側通路、HPCS-ディーゼル発電機電気室、HPCW熱交換器室、HPCSバッテリー室、HPCS電気室、HPCWサージタンク室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、原子炉建物地下2階北側通路、HPCS-ディーゼル発電機電気室、HPCW熱交換器室、HPCSバッテリー室、HPCS電気室、HPCWサージタンク室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>			

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 76.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	HPCW熱交換器室供給ライン分岐点 ～ HPCW熱交換器室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	60.5/48.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉建物地下2階北側通路、HPCS-ディーゼル発電機電気室、HPCW熱交換器室、HPCSバッテリー室、HPCS電気室、HPCWサージタンク室用ハロゲン化物ポンベのヘッド管とHPCW熱交換器室を接続する配管であり、HPCW熱交換器室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD3、D5として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.1-1ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、原子炉建物地下2階北側通路、HPCS-ディーゼル発電機電気室、HPCW熱交換器室、HPCSバッテリー室、HPCS電気室、HPCWサージタンク室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、原子炉建物地下2階北側通路、HPCS-ディーゼル発電機電気室、HPCW熱交換器室、HPCSバッテリー室、HPCS電気室、HPCWサージタンク室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D3 : 60.5mm

D5 : 48.6mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している60.5mm, 48.6mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	原子炉建物地下2階北側通路供給ライン分岐点 ～ 原子炉建物地下2階北側通路	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	89.1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉建物地下2階北側通路、HPCS-ディーゼル発電機電気室、HPCW熱交換器室、HPCSバッテリー室、HPCS電気室、HPCWサージタンク室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と原子炉建物地下2階北側通路を接続する配管であり、原子炉建物地下2階北側通路内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD2として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.1-1ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、原子炉建物地下2階北側通路、HPCS-ディーゼル発電機電気室、HPCW熱交換器室、HPCSバッテリー室、HPCS電気室、HPCWサージタンク室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、原子炉建物地下2階北側通路、HPCS-ディーゼル発電機電気室、HPCW熱交換器室、HPCSバッテリー室、HPCS電気室、HPCWサージタンク室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D2 : 89.1mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している89.1mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名	称	HPCWサージタンク室供給ライン分岐点 ～ HPCWサージタンク室	
最高使用圧力	MPa	5.2	
最高使用温度	℃	40	
外	径	mm	60.5
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉建物地下2階北側通路、HPCS-ディーゼル発電機電気室、HPCW熱交換器室、HPCSバッテリー室、HPCS電気室、HPCWサージタンク室用ハロゲン化物ポンベのヘッド管とHPCWサージタンク室を接続する配管であり、HPCWサージタンク室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD3として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.1-1ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、原子炉建物地下2階北側通路、HPCS-ディーゼル発電機電気室、HPCW熱交換器室、HPCSバッテリー室、HPCS電気室、HPCWサージタンク室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、原子炉建物地下2階北側通路、HPCS-ディーゼル発電機電気室、HPCW熱交換器室、HPCSバッテリー室、HPCS電気室、HPCWサージタンク室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>			

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D3 : 60.5mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している60.5mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名	称	HPCS-ディーゼル発電機室用ハロゲン化物ボンベ ～ HPCS-ディーゼル発電機室
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外	径	mm
		48.6/76.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、HPCS-ディーゼル発電機室用ハロゲン化物ボンベと HPCS-ディーゼル発電機室を接続する配管であり、HPCS-ディーゼル発電機室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，D 5 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、HPCS-ディーゼル発電機室用ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、HPCS-ディーゼル発電機室用ハロゲン化物ボンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 76.3mm

D5 : 48.6mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mm, 48.6mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	HPCS-ディーゼル発電機燃料デイトンク室用ハロゲン化物ポンベ ～ HPCS-ディーゼル発電機燃料デイトンク室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	34.0/27.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、HPCS-ディーゼル発電機燃料デイトンク室用ハロゲン化物ポンベと HPCS-ディーゼル発電機燃料デイトンク室を接続する配管であり、HPCS-ディーゼル発電機燃料デイトンク室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 7，D 8 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 1 : 5.2MPa</u> 本配管の最高使用圧力は、HPCS-ディーゼル発電機燃料デイトンク室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 40℃</u> 本配管の最高使用温度は、HPCS-ディーゼル発電機燃料デイトンク室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 7 : 34.0mm

D 8 : 27.2mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を 0.9MPa 以上*¹ 及び消火に必要なハロン 1301 ガス量*²を 30 秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している 34.0mm, 27.2mm とする。

注記*1：消防法施行規則第 20 条第 1 項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第 20 条第 3 項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第 20 条第 1 項第三号において定められている放射時間

名 称	C-RHRポンプ室用ハロゲン化物ボンベ ～ C-RHRポンプ室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、C-RHR ポンプ室用ハロゲン化物ボンベと C-RHR ポンプ室を接続する配管であり、C-RHR ポンプ室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 3 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、C-RHR ポンプ室用ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、C-RHR ポンプ室用ハロゲン化物ボンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D 3 : 60.5mm</u></p> <p>本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を 0.9MPa 以上*1 及び消火に必要なハロン 1301 ガス量*2 を 30 秒以内*3 に放射可能であることをメーカーにて確認している 60.5mm とする。</p> <p>注記*1：消防法施行規則第 20 条第 1 項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力</p> <p>*2：消防法施行規則第 20 条第 3 項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量</p> <p>*3：消防法施行規則第 20 条第 1 項第三号において定められている放射時間</p>		

名	称	A-非常用ディーゼル発電機室, B-非常用ディーゼル発電機室用ハロゲン化物ボンベ出口ヘッダ管
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外	径	mm
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は, A-非常用ディーゼル発電機室, B-非常用ディーゼル発電機室用ハロゲン化物ボンベのヘッダ管であり, A-非常用ディーゼル発電機室, B-非常用ディーゼル発電機室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 1 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2. 1. 1. 2. 1-1 ハロゲン化物消火設備 (原子炉建物) 主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は, A-非常用ディーゼル発電機室, B-非常用ディーゼル発電機室用ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は, A-非常用ディーゼル発電機室, B-非常用ディーゼル発電機室用ハロゲン化物ボンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 76.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名	称	A-非常用ディーゼル発電機室供給ライン分岐点 ～ A-非常用ディーゼル発電機室	
最高使用圧力	MPa	5.2	
最高使用温度	℃	40	
外	径	mm	76.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電機室、B-非常用ディーゼル発電機室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管とA-非常用ディーゼル発電機室を接続する配管であり、A-非常用ディーゼル発電機室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、A-非常用ディーゼル発電機室、B-非常用ディーゼル発電機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、A-非常用ディーゼル発電機室、B-非常用ディーゼル発電機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>			

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 76.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名	称	B-非常用ディーゼル発電機室供給ライン分岐点 ～ B-非常用ディーゼル発電機室	
最高使用圧力	MPa	5.2	
最高使用温度	℃	40	
外	径	mm	76.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電機室、B-非常用ディーゼル発電機室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管とB-非常用ディーゼル発電機室を接続する配管であり、B-非常用ディーゼル発電機室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、A-非常用ディーゼル発電機室、B-非常用ディーゼル発電機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、A-非常用ディーゼル発電機室、B-非常用ディーゼル発電機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>			

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 76.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mmとする。

注記*¹：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*²：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*³：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	PLRポンプMGセット室用ハロゲン化物ポンベ ～ PLRポンプMGセット室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3/114.3/89.1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、PLR ポンプ MG セット室用ハロゲン化物ポンベと PLR ポンプ MG セット室を接続する配管であり、PLR ポンプ MG セット室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，D 2，D 6 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、PLR ポンプ MG セット室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、PLR ポンプ MG セット室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 1 : 76.3mm

D 2 : 89.1mm

D 6 : 114.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mm, 89.1mm, 114.3mmとする。

注記*1: 消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2: 消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3: 消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称		A-非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク室用ハロゲン 化物ポンベ ～ A-非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク室
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク室用ハロゲン化物ポンベと A-非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク室を接続する配管であり、A-非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 7 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、A-非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、A-非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D7 : 34.0mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している34.0mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名	称	B-非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク室用ハロゲン 化物ポンベ ～ B-非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク室	
最高使用圧力	MPa	5.2	
最高使用温度	℃	40	
外	径	mm	34.0
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B-非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク室用ハロゲン化物ポンベと B-非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク室を接続する配管であり、B-非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 7 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、B-非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、B-非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>			

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D7 : 34.0mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している34.0mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	B-RHR熱交換器室，主蒸気管室，格納容器内漏洩検出モニタ室，A-RHR熱交換器室，A-RHRバルブ室用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3/114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は，B-RHR 熱交換器室，主蒸気管室，格納容器内漏洩検出モニタ室，A-RHR 熱交換器室，A-RHR バルブ室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管であり，B-RHR 熱交換器室，主蒸気管室，格納容器内漏洩検出モニタ室，A-RHR 熱交換器室，A-RHR バルブ室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，D 6 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は，B-RHR 熱交換器室，主蒸気管室，格納容器内漏洩検出モニタ室，A-RHR 熱交換器室，A-RHR バルブ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は，B-RHR 熱交換器室，主蒸気管室，格納容器内漏洩検出モニタ室，A-RHR 熱交換器室，A-RHR バルブ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 76.3mm

D6 : 114.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mm, 114.3mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称		主蒸気管室供給ライン分岐点 ～ 主蒸気管室
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-RHR 熱交換器室、主蒸気管室、格納容器内漏洩検出モニタ室、A-RHR 熱交換器室、A-RHR バルブ室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と主蒸気管室を接続する配管であり、主蒸気管室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 6 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、B-RHR 熱交換器室、主蒸気管室、格納容器内漏洩検出モニタ室、A-RHR 熱交換器室、A-RHR バルブ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、B-RHR 熱交換器室、主蒸気管室、格納容器内漏洩検出モニタ室、A-RHR 熱交換器室、A-RHR バルブ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D6 : 114.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している114.3mmとする。

注記*¹：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*²：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*³：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	B-RHR熱交換器室供給ライン分岐点 ～ B-RHR熱交換器室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-RHR 熱交換器室、主蒸気管室、格納容器内漏洩検出モニタ室、A-RHR 熱交換器室、A-RHR バルブ室用ハロゲン化物ポンベのヘッド管と B-RHR 熱交換器室を接続する配管であり、B-RHR 熱交換器室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 7 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、B-RHR 熱交換器室、主蒸気管室、格納容器内漏洩検出モニタ室、A-RHR 熱交換器室、A-RHR バルブ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、B-RHR 熱交換器室、主蒸気管室、格納容器内漏洩検出モニタ室、A-RHR 熱交換器室、A-RHR バルブ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D7 : 34.0mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している34.0mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名	称	格納容器内漏洩検出モニタ室供給ライン分岐点 ～ 格納容器内漏洩検出モニタ室	
最高使用圧力	MPa	5.2	
最高使用温度	℃	40	
外	径	mm	34.0
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B-RHR 熱交換器室，主蒸気管室，格納容器内漏洩検出モニタ室，A-RHR 熱交換器室，A-RHR バルブ室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と格納容器内漏洩検出モニタ室を接続する配管であり，格納容器内漏洩検出モニタ室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 7 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は，B-RHR 熱交換器室，主蒸気管室，格納容器内漏洩検出モニタ室，A-RHR 熱交換器室，A-RHR バルブ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は，B-RHR 熱交換器室，主蒸気管室，格納容器内漏洩検出モニタ室，A-RHR 熱交換器室，A-RHR バルブ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃とする。</p>			

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D7 : 34.0mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している34.0mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	A-RHR熱交換器室供給ライン分岐点 ～ A-RHR熱交換器室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-RHR 熱交換器室、主蒸気管室、格納容器内漏洩検出モニタ室、A-RHR 熱交換器室、A-RHR バルブ室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と A-RHR 熱交換器室を接続する配管であり、A-RHR 熱交換器室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 7 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、B-RHR 熱交換器室、主蒸気管室、格納容器内漏洩検出モニタ室、A-RHR 熱交換器室、A-RHR バルブ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、B-RHR 熱交換器室、主蒸気管室、格納容器内漏洩検出モニタ室、A-RHR 熱交換器室、A-RHR バルブ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D7 : 34.0mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している34.0mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	A-RHRバルブ室供給ライン分岐点 ～ A-RHRバルブ室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-RHR 熱交換器室、主蒸気管室、格納容器内漏洩検出モニタ室、A-RHR 熱交換器室、A-RHR バルブ室用ハロゲン化物ポンベのヘッド管と A-RHR バルブ室を接続する配管であり、A-RHR バルブ室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 7 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、B-RHR 熱交換器室、主蒸気管室、格納容器内漏洩検出モニタ室、A-RHR 熱交換器室、A-RHR バルブ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、B-RHR 熱交換器室、主蒸気管室、格納容器内漏洩検出モニタ室、A-RHR 熱交換器室、A-RHR バルブ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D7 : 34.0mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している34.0mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名	称	原子炉建物常用コントロールセンタ室，原子炉建物3階北西側通路用ハロゲン化物ボンベ出口ヘッダ管	
最高使用圧力	MPa	5.2	
最高使用温度	℃	40	
外	径	mm	60.5
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は，原子炉建物常用コントロールセンタ室，原子炉建物3階北西側通路用ハロゲン化物ボンベのヘッダ管であり，原子炉建物常用コントロールセンタ室，原子炉建物3階北西側通路内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1，最高使用温度の設定根拠をT1，外径の設定根拠をD3として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は，原子炉建物常用コントロールセンタ室，原子炉建物3階北西側通路用ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は，原子炉建物常用コントロールセンタ室，原子炉建物3階北西側通路用ハロゲン化物ボンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>			

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D3 : 60.5mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している60.5mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	原子炉建物常用コントロールセンタ室供給ライン分岐点 ～ 原子炉建物常用コントロールセンタ室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉建物常用コントロールセンタ室、原子炉建物3階北西側通路用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と原子炉建物常用コントロールセンタ室を接続する配管であり、原子炉建物常用コントロールセンタ室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 3として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、原子炉建物常用コントロールセンタ室、原子炉建物3階北西側通路用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、原子炉建物常用コントロールセンタ室、原子炉建物3階北西側通路用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D3 : 60.5mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している60.5mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	原子炉建物3階北西側通路供給ライン分岐点 ～ 原子炉建物3階北西側通路	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	60.5/42.7
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉建物常用コントロールセンタ室、原子炉建物3階北西側通路用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と原子炉建物3階北西側通路を接続する配管であり、原子炉建物3階北西側通路内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 3、D 4として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、原子炉建物常用コントロールセンタ室、原子炉建物3階北西側通路用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、原子炉建物常用コントロールセンタ室、原子炉建物3階北西側通路用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 3 : 60.5mm

D 4 : 42.7mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を 0.9MPa 以上*¹ 及び消火に必要なハロン 1301 ガス量*²を 30 秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している 60.5mm, 42.7mm とする。

注記*1：消防法施行規則第 20 条第 1 項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第 20 条第 3 項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第 20 条第 1 項第三号において定められている放射時間

名	称	CRD保管室，西側PCVペネトレーション室，CUW再生熱交換器室，CRD補修室用ハロゲン化物ボンベ出口ヘッダ管
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外	径	mm
		76.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は，CRD 保管室，西側 PCV ペネトレーション室，CUW 再生熱交換器室，CRD 補修室用ハロゲン化物ボンベのヘッダ管であり，CRD 保管室，西側 PCV ペネトレーション室，CUW 再生熱交換器室，CRD 補修室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は，CRD 保管室，西側 PCV ペネトレーション室，CUW 再生熱交換器室，CRD 補修室用ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は，CRD 保管室，西側 PCV ペネトレーション室，CUW 再生熱交換器室，CRD 補修室用ハロゲン化物ボンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D 1 : 76.3mm</u></p> <p>本配管の外径は，噴射ヘッドの放射圧力を 0.9MPa 以上*1 及び消火に必要なハロン 1301 ガス量*2 を 30 秒以内*3 に放射可能であることをメーカーにて確認している 76.3mm とする。</p> <p>注記*1：消防法施行規則第 20 条第 1 項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力</p> <p>*2：消防法施行規則第 20 条第 3 項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量</p> <p>*3：消防法施行規則第 20 条第 1 項第三号において定められている放射時間</p>		

名 称	CUW再生熱交換器室供給ライン分岐点 ～ CUW再生熱交換器室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、CRD 保管室、西側 PCV ペネトレーション室、CUW 再生熱交換器室、CRD 補修室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と CUW 再生熱交換器室を接続する配管であり、CUW 再生熱交換器室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、CRD 保管室、西側 PCV ペネトレーション室、CUW 再生熱交換器室、CRD 補修室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、CRD 保管室、西側 PCV ペネトレーション室、CUW 再生熱交換器室、CRD 補修室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 76.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mmとする。

注記*¹：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*²：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*³：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	西側PCVペネトレーション室供給ライン分岐点 ～ 西側PCVペネトレーション室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、CRD 保管室、西側 PCV ペネトレーション室、CUW 再生熱交換器室、CRD 補修室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と西側 PCV ペネトレーション室を接続する配管であり、西側 PCV ペネトレーション室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、CRD 保管室、西側 PCV ペネトレーション室、CUW 再生熱交換器室、CRD 補修室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、CRD 保管室、西側 PCV ペネトレーション室、CUW 再生熱交換器室、CRD 補修室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 76.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称		CRD保管室供給ライン分岐点 ～ CRD保管室
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	60.5/42.7
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、CRD 保管室、西側 PCV ペネトレーション室、CUW 再生熱交換器室、CRD 補修室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と CRD 保管室を接続する配管であり、CRD 保管室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 3、D 4 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、CRD 保管室、西側 PCV ペネトレーション室、CUW 再生熱交換器室、CRD 補修室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、CRD 保管室、西側 PCV ペネトレーション室、CUW 再生熱交換器室、CRD 補修室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D3 : 60.5mm

D4 : 42.7mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している60.5mm, 42.7mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称		CRD補修室供給ライン分岐点 ～ CRD補修室
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	60.5/42.7
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、CRD 保管室、西側 PCV ペネトレーション室、CUW 再生熱交換器室、CRD 補修室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と CRD 補修室を接続する配管であり、CRD 補修室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 3、D 4 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、CRD 保管室、西側 PCV ペネトレーション室、CUW 再生熱交換器室、CRD 補修室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、CRD 保管室、西側 PCV ペネトレーション室、CUW 再生熱交換器室、CRD 補修室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 3 : 60.5mm

D 4 : 42.7mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を 0.9MPa 以上*¹ 及び消火に必要なハロン 1301 ガス量*²を 30 秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している 60.5mm, 42.7mm とする。

注記*1：消防法施行規則第 20 条第 1 項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第 20 条第 3 項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第 20 条第 1 項第三号において定められている放射時間

名 称	CUWホールディングポンプ室，FPCポンプ室，原子炉建物 中2階南側通路用ハロゲン化物ボンベ ～ CUWホールディングポンプ室，FPCポンプ室，原子炉建物 中2階南側通路	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は，CUW ホールディングポンプ室，FPC ポンプ室，原子炉建物中 2 階南側通路用ハロゲン化物ボンベと CUW ホールディングポンプ室，FPC ポンプ室，原子炉建物中 2 階南側通路を接続する配管であり，CUW ホールディングポンプ室，FPC ポンプ室，原子炉建物中 2 階南側通路内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 3 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は，CUW ホールディングポンプ室，FPC ポンプ室，原子炉建物中 2 階南側通路用ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は，CUW ホールディングポンプ室，FPC ポンプ室，原子炉建物中 2 階南側通路用ハロゲン化物ボンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D3 : 60.5mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している60.5mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	原子炉建物地下1階北東側通路，A-事故時サンプリング室，原子炉棟排気モニタ室，A-格納容器内雰囲気モニタ校正室，原子炉建物北東側階段室（エアロック室前）用ハロゲン化物ボンベ出口ヘッダ管	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	48.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は，原子炉建物地下1階北東側通路，A-事故時サンプリング室，原子炉棟排気モニタ室，A-格納容器内雰囲気モニタ校正室，原子炉建物北東側階段室（エアロック室前）用ハロゲン化物ボンベのヘッダ管であり，原子炉建物地下1階北東側通路，A-事故時サンプリング室，原子炉棟排気モニタ室，A-格納容器内雰囲気モニタ校正室，原子炉建物北東側階段室（エアロック室前）内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1，最高使用温度の設定根拠をT1，外径の設定根拠をD5として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は，原子炉建物地下1階北東側通路，A-事故時サンプリング室，原子炉棟排気モニタ室，A-格納容器内雰囲気モニタ校正室，原子炉建物北東側階段室（エアロック室前）用ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は，原子炉建物地下1階北東側通路，A-事故時サンプリング室，原子炉棟排気モニタ室，A-格納容器内雰囲気モニタ校正室，原子炉建物北東側階段室（エアロック室前）用ハロゲン化物ボンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D5 : 48.6mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している48.6mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	A-格納容器内雰囲気モニタ校正室供給ライン分岐点 ～ A-格納容器内雰囲気モニタ校正室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉建物地下1階北東側通路、A-事故時サンプリング室、原子炉棟排気モニタ室、A-格納容器内雰囲気モニタ校正室、原子炉建物北東側階段室（エアロック室前）用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管とA-格納容器内雰囲気モニタ校正室を接続する配管であり、A-格納容器内雰囲気モニタ校正室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD7として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、原子炉建物地下1階北東側通路、A-事故時サンプリング室、原子炉棟排気モニタ室、A-格納容器内雰囲気モニタ校正室、原子炉建物北東側階段室（エアロック室前）用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、原子炉建物地下1階北東側通路、A-事故時サンプリング室、原子炉棟排気モニタ室、A-格納容器内雰囲気モニタ校正室、原子炉建物北東側階段室（エアロック室前）用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D7 : 34.0mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している34.0mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	原子炉棟排気モニタ室供給ライン分岐点 ～ 原子炉棟排気モニタ室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉建物地下1階北東側通路、A-事故時サンプリング室、原子炉棟排気モニタ室、A-格納容器内雰囲気モニタ校正室、原子炉建物北東側階段室（エアロック室前）用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と原子炉棟排気モニタ室を接続する配管であり、原子炉棟排気モニタ室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD7として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、原子炉建物地下1階北東側通路、A-事故時サンプリング室、原子炉棟排気モニタ室、A-格納容器内雰囲気モニタ校正室、原子炉建物北東側階段室（エアロック室前）用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、原子炉建物地下1階北東側通路、A-事故時サンプリング室、原子炉棟排気モニタ室、A-格納容器内雰囲気モニタ校正室、原子炉建物北東側階段室（エアロック室前）用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D7 : 34.0mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している34.0mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	原子炉建物地下1階北東側通路供給ライン分岐点 ～ 原子炉建物地下1階北東側通路	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	48.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉建物地下1階北東側通路、A-事故時サンプリング室、原子炉棟排気モニタ室、A-格納容器内雰囲気モニタ校正室、原子炉建物北東側階段室（エアロック室前）用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と原子炉建物地下1階北東側通路を接続する配管であり、原子炉建物地下1階北東側通路内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD5として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、原子炉建物地下1階北東側通路、A-事故時サンプリング室、原子炉棟排気モニタ室、A-格納容器内雰囲気モニタ校正室、原子炉建物北東側階段室（エアロック室前）用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、原子炉建物地下1階北東側通路、A-事故時サンプリング室、原子炉棟排気モニタ室、A-格納容器内雰囲気モニタ校正室、原子炉建物北東側階段室（エアロック室前）用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D5 : 48.6mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している48.6mmとする。

注記*¹：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*²：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*³：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	A-事故時サンプリング室供給ライン分岐点 ～ A-事故時サンプリング室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	48.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉建物地下1階北東側通路、A-事故時サンプリング室、原子炉棟排気モニタ室、A-格納容器内雰囲気モニタ校正室、原子炉建物北東側階段室（エアロック室前）用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管とA-事故時サンプリング室を接続する配管であり、A-事故時サンプリング室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD5として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、原子炉建物地下1階北東側通路、A-事故時サンプリング室、原子炉棟排気モニタ室、A-格納容器内雰囲気モニタ校正室、原子炉建物北東側階段室（エアロック室前）用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、原子炉建物地下1階北東側通路、A-事故時サンプリング室、原子炉棟排気モニタ室、A-格納容器内雰囲気モニタ校正室、原子炉建物北東側階段室（エアロック室前）用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D5 : 48.6mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している48.6mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名	称	原子炉建物北東側階段室（エアロック室前）供給ライン 分岐点 ～ 原子炉建物北東側階段室（エアロック室前）	
最高使用圧力	MPa	5.2	
最高使用温度	℃	40	
外	径	mm	34.0
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉建物地下1階北東側通路、A-事故時サンプリング室、原子炉棟排気モニタ室、A-格納容器内雰囲気モニタ校正室、原子炉建物北東側階段室（エアロック室前）用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と原子炉建物北東側階段室（エアロック室前）を接続する配管であり、原子炉建物北東側階段室（エアロック室前）内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD7として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、原子炉建物地下1階北東側通路、A-事故時サンプリング室、原子炉棟排気モニタ室、A-格納容器内雰囲気モニタ校正室、原子炉建物北東側階段室（エアロック室前）用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、原子炉建物地下1階北東側通路、A-事故時サンプリング室、原子炉棟排気モニタ室、A-格納容器内雰囲気モニタ校正室、原子炉建物北東側階段室（エアロック室前）用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>			

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D7 : 34.0mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している34.0mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	原子炉棟排風機室用ハロゲン化物ポンベ ～ 原子炉棟排風機室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3/114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉棟排風機室用ハロゲン化物ポンベと原子炉棟排風機室を接続する配管であり、原子炉棟排風機室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，D 6 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 1 : 5.2MPa</u> 本配管の最高使用圧力は、原子炉棟排風機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 40℃</u> 本配管の最高使用温度は、原子炉棟排風機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 76.3mm

D6 : 114.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mm, 114.3mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名	称	B-制御棒位置信号変換器盤室用ハロゲン化物ポンベ ～ B-制御棒位置信号変換器盤室
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外	径	mm 34.0
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B-制御棒位置信号変換器盤室用ハロゲン化物ポンベと B-制御棒位置信号変換器盤室を接続する配管であり、B-制御棒位置信号変換器盤室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 7 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、B-制御棒位置信号変換器盤室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、B-制御棒位置信号変換器盤室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D7 : 34.0mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している34.0mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	A-非常用ディーゼル発電機電気室, B-非常用ディーゼル発電機電気室, 再循環MG盤・コントロールセンタ室, A-非常用電気室送風機室, B-非常用電気室送風機室用ハロゲン化物ボンベ出口ヘッダ管	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3/114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は, A-非常用ディーゼル発電機電気室, B-非常用ディーゼル発電機電気室, 再循環MG盤・コントロールセンタ室, A-非常用電気室送風機室, B-非常用電気室送風機室用ハロゲン化物ボンベのヘッダ管であり, A-非常用ディーゼル発電機電気室, B-非常用ディーゼル発電機電気室, 再循環MG盤・コントロールセンタ室, A-非常用電気室送風機室, B-非常用電気室送風機室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1, 最高使用温度の設定根拠をT1, 外径の設定根拠をD1, D6として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備(原子炉建物)主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は, A-非常用ディーゼル発電機電気室, B-非常用ディーゼル発電機電気室, 再循環MG盤・コントロールセンタ室, A-非常用電気室送風機室, B-非常用電気室送風機室用ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は, A-非常用ディーゼル発電機電気室, B-非常用ディーゼル発電機電気室, 再循環MG盤・コントロールセンタ室, A-非常用電気室送風機室, B-非常用電気室送風機室用ハロゲン化物ボンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 76.3mm

D6 : 114.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mm, 114.3mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	A-非常用電気室送風機室供給ライン分岐点 ～ A-非常用電気室送風機室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電機電気室、B-非常用ディーゼル発電機電気室、再循環 MG 盤・コントロールセンタ室、A-非常用電気室送風機室、B-非常用電気室送風機室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と A-非常用電気室送風機室を接続する配管であり、A-非常用電気室送風機室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 6 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、A-非常用ディーゼル発電機電気室、B-非常用ディーゼル発電機電気室、再循環 MG 盤・コントロールセンタ室、A-非常用電気室送風機室、B-非常用電気室送風機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、A-非常用ディーゼル発電機電気室、B-非常用ディーゼル発電機電気室、再循環 MG 盤・コントロールセンタ室、A-非常用電気室送風機室、B-非常用電気室送風機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D6 : 114.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している114.3mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	B-非常用電気室送風機室供給ライン分岐点 ～ B-非常用電気室送風機室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電機電気室、B-非常用ディーゼル発電機電気室、再循環 MG 盤・コントロールセンタ室、A-非常用電気室送風機室、B-非常用電気室送風機室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と B-非常用電気室送風機室を接続する配管であり、B-非常用電気室送風機室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 6 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、A-非常用ディーゼル発電機電気室、B-非常用ディーゼル発電機電気室、再循環 MG 盤・コントロールセンタ室、A-非常用電気室送風機室、B-非常用電気室送風機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、A-非常用ディーゼル発電機電気室、B-非常用ディーゼル発電機電気室、再循環 MG 盤・コントロールセンタ室、A-非常用電気室送風機室、B-非常用電気室送風機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D6 : 114.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している114.3mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	A-非常用ディーゼル発電機電気室供給ライン分岐点 ～ A-非常用ディーゼル発電機電気室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電機電気室、B-非常用ディーゼル発電機電気室、再循環 MG 盤・コントロールセンタ室、A-非常用電気室送風機室、B-非常用電気室送風機室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と A-非常用ディーゼル発電機電気室を接続する配管であり、A-非常用ディーゼル発電機電気室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、A-非常用ディーゼル発電機電気室、B-非常用ディーゼル発電機電気室、再循環 MG 盤・コントロールセンタ室、A-非常用電気室送風機室、B-非常用電気室送風機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、A-非常用ディーゼル発電機電気室、B-非常用ディーゼル発電機電気室、再循環 MG 盤・コントロールセンタ室、A-非常用電気室送風機室、B-非常用電気室送風機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 76.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	B-非常用ディーゼル発電機電気室供給ライン分岐点 ～ B-非常用ディーゼル発電機電気室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電機電気室、B-非常用ディーゼル発電機電気室、再循環 MG 盤・コントロールセンタ室、A-非常用電気室送風機室、B-非常用電気室送風機室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と B-非常用ディーゼル発電機電気室を接続する配管であり、B-非常用ディーゼル発電機電気室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、A-非常用ディーゼル発電機電気室、B-非常用ディーゼル発電機電気室、再循環 MG 盤・コントロールセンタ室、A-非常用電気室送風機室、B-非常用電気室送風機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、A-非常用ディーゼル発電機電気室、B-非常用ディーゼル発電機電気室、再循環 MG 盤・コントロールセンタ室、A-非常用電気室送風機室、B-非常用電気室送風機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 76.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	再循環MG盤・コントロールセンタ室供給ライン分岐点 ～ 再循環MG盤・コントロールセンタ室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電機電気室、B-非常用ディーゼル発電機電気室、再循環MG盤・コントロールセンタ室、A-非常用電気室送風機室、B-非常用電気室送風機室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と再循環MG盤・コントロールセンタ室を接続する配管であり、再循環MG盤・コントロールセンタ室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD6として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、A-非常用ディーゼル発電機電気室、B-非常用ディーゼル発電機電気室、再循環MG盤・コントロールセンタ室、A-非常用電気室送風機室、B-非常用電気室送風機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、A-非常用ディーゼル発電機電気室、B-非常用ディーゼル発電機電気室、再循環MG盤・コントロールセンタ室、A-非常用電気室送風機室、B-非常用電気室送風機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D6 : 114.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している114.3mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名	称	原子炉建物中2階工具室, B-原子炉格納容器H2・02分析計ラック室用ハロゲン化物ボンベ出口ヘッダ管
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外	径	mm
		34.0
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は, 原子炉建物中2階工具室, B-原子炉格納容器 H2・02 分析計ラック室用ハロゲン化物ボンベのヘッダ管であり, 原子炉建物中2階工具室, B-原子炉格納容器 H2・02 分析計ラック室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 7 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備 (原子炉建物) 主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は, 原子炉建物中2階工具室, B-原子炉格納容器 H2・02 分析計ラック室用ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は, 原子炉建物中2階工具室, B-原子炉格納容器 H2・02 分析計ラック室用ハロゲン化物ボンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D7 : 34.0mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している34.0mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名	称	原子炉建物中2階工具室供給ライン分岐点 ～ 原子炉建物中2階工具室	
最高使用圧力	MPa	5.2	
最高使用温度	℃	40	
外	径	mm	34.0
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉建物中2階工具室、B-原子炉格納容器 H2・02 分析計ラック室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と原子炉建物中2階工具室を接続する配管であり、原子炉建物中2階工具室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 7 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、原子炉建物中2階工具室、B-原子炉格納容器 H2・02 分析計ラック室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、原子炉建物中2階工具室、B-原子炉格納容器 H2・02 分析計ラック室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>			

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D7 : 34.0mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している34.0mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名	称	B-原子炉格納容器H2・02分析計ラック室供給ライン分岐点 ～ B-原子炉格納容器H2・02分析計ラック室	
最高使用圧力	MPa	5.2	
最高使用温度	℃	40	
外	径	mm	34.0
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉建物中2階工具室、B-原子炉格納容器H2・02分析計ラック室用ハロゲン化物ポンベのヘッド管とB-原子炉格納容器H2・02分析計ラック室を接続する配管であり、B-原子炉格納容器H2・02分析計ラック室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD7として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.1-1ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、原子炉建物中2階工具室、B-原子炉格納容器H2・02分析計ラック室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、原子炉建物中2階工具室、B-原子炉格納容器H2・02分析計ラック室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>			

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D7 : 34.0mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している34.0mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	IA空気圧縮機室， I-RCWポンプ熱交換器室， II-RCWポンプ熱交換器室， 原子炉棟送風機室， RCWバルブ室用ハロゲン化物ボンベ出口ヘッダ管	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3/139.8/114.3
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は， IA 空気圧縮機室， I-RCW ポンプ熱交換器室， II-RCW ポンプ熱交換器室， 原子炉棟送風機室， RCW バルブ室用ハロゲン化物ボンベのヘッダ管であり， IA 空気圧縮機室， I-RCW ポンプ熱交換器室， II-RCW ポンプ熱交換器室， 原子炉棟送風機室， RCW バルブ室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1， 最高使用温度の設定根拠を T 1， 外径の設定根拠を D 1， D 6， D 9 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は， IA 空気圧縮機室， I-RCW ポンプ熱交換器室， II-RCW ポンプ熱交換器室， 原子炉棟送風機室， RCW バルブ室用ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は， IA 空気圧縮機室， I-RCW ポンプ熱交換器室， II-RCW ポンプ熱交換器室， 原子炉棟送風機室， RCW バルブ室用ハロゲン化物ボンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 1 : 76.3mm

D 6 : 114.3mm

D 9 : 139.8mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mm, 114.3mm, 139.8mmとする。

注記*1: 消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2: 消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3: 消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	原子炉棟送風機室供給ライン分岐点 ～ 原子炉棟送風機室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、IA 空気圧縮機室、I-RCW ポンプ熱交換器室、II-RCW ポンプ熱交換器室、原子炉棟送風機室、RCW バルブ室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と原子炉棟送風機室を接続する配管であり、原子炉棟送風機室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 6 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、IA 空気圧縮機室、I-RCW ポンプ熱交換器室、II-RCW ポンプ熱交換器室、原子炉棟送風機室、RCW バルブ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、IA 空気圧縮機室、I-RCW ポンプ熱交換器室、II-RCW ポンプ熱交換器室、原子炉棟送風機室、RCW バルブ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D6 : 114.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している114.3mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	IA空気圧縮機室供給ライン分岐点 ～ IA空気圧縮機室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、IA 空気圧縮機室、I-RCW ポンプ熱交換器室、II-RCW ポンプ熱交換器室、原子炉棟送風機室、RCW バルブ室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と IA 空気圧縮機室を接続する配管であり、IA 空気圧縮機室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 6 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、IA 空気圧縮機室、I-RCW ポンプ熱交換器室、II-RCW ポンプ熱交換器室、原子炉棟送風機室、RCW バルブ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、IA 空気圧縮機室、I-RCW ポンプ熱交換器室、II-RCW ポンプ熱交換器室、原子炉棟送風機室、RCW バルブ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D6 : 114.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している114.3mmとする。

注記*¹：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*²：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*³：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称		II-RCWポンプ熱交換器室供給ライン分岐点 ～ II-RCWポンプ熱交換器室
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	89.1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、IA 空気圧縮機室、I-RCW ポンプ熱交換器室、II-RCW ポンプ熱交換器室、原子炉棟送風機室、RCW バルブ室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管とII-RCW ポンプ熱交換器室を接続する配管であり、II-RCW ポンプ熱交換器室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 2として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、IA 空気圧縮機室、I-RCW ポンプ熱交換器室、II-RCW ポンプ熱交換器室、原子炉棟送風機室、RCW バルブ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、IA 空気圧縮機室、I-RCW ポンプ熱交換器室、II-RCW ポンプ熱交換器室、原子炉棟送風機室、RCW バルブ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D2 : 89.1mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している89.1mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称		I-RCWポンプ熱交換器室供給ライン分岐点 ～ I-RCWポンプ熱交換器室
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	89.1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、IA 空気圧縮機室、I-RCW ポンプ熱交換器室、II-RCW ポンプ熱交換器室、原子炉棟送風機室、RCW バルブ室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と I-RCW ポンプ熱交換器室を接続する配管であり、I-RCW ポンプ熱交換器室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 2 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、IA 空気圧縮機室、I-RCW ポンプ熱交換器室、II-RCW ポンプ熱交換器室、原子炉棟送風機室、RCW バルブ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、IA 空気圧縮機室、I-RCW ポンプ熱交換器室、II-RCW ポンプ熱交換器室、原子炉棟送風機室、RCW バルブ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D2 : 89.1mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している89.1mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称		RCWバルブ室供給ライン分岐点 ～ RCWバルブ室
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、IA 空気圧縮機室、I-RCW ポンプ熱交換器室、II-RCW ポンプ熱交換器室、原子炉棟送風機室、RCW バルブ室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と RCW バルブ室を接続する配管であり、RCW バルブ室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 1 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、IA 空気圧縮機室、I-RCW ポンプ熱交換器室、II-RCW ポンプ熱交換器室、原子炉棟送風機室、RCW バルブ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、IA 空気圧縮機室、I-RCW ポンプ熱交換器室、II-RCW ポンプ熱交換器室、原子炉棟送風機室、RCW バルブ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 76.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	原子炉建物2階制御盤室用ハロゲン化物ボンベ ～ 原子炉建物2階制御盤室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉建物 2 階制御盤室用ハロゲン化物ボンベと原子炉建物 2 階制御盤室を接続する配管であり、原子炉建物 2 階制御盤室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 7 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 1 : 5.2MPa</u> 本配管の最高使用圧力は、原子炉建物 2 階制御盤室用ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 40℃</u> 本配管の最高使用温度は、原子炉建物 2 階制御盤室用ハロゲン化物ボンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D7 : 34.0mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している34.0mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	B-RHRバルブ室・熱交換器室，東側PCVペネトレーション室，配管室，バルブ室，CUWバルブ室，A-RHRバルブ室・熱交換器室，原子炉建物北東側階段室（A-RHRポンプ室東側）用ハロゲン化物ボンベ出口ヘッダ管	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3/89.1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は，B-RHR バルブ室・熱交換器室，東側 PCV ペネトレーション室，配管室，バルブ室，CUW バルブ室，A-RHR バルブ室・熱交換器室，原子炉建物北東側階段室（A-RHR ポンプ室東側）用ハロゲン化物ボンベのヘッダ管であり，B-RHR バルブ室・熱交換器室，東側 PCV ペネトレーション室，配管室，バルブ室，CUW バルブ室，A-RHR バルブ室・熱交換器室，原子炉建物北東側階段室（A-RHR ポンプ室東側）内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，D 2 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は，B-RHR バルブ室・熱交換器室，東側 PCV ペネトレーション室，配管室，バルブ室，CUW バルブ室，A-RHR バルブ室・熱交換器室，原子炉建物北東側階段室（A-RHR ポンプ室東側）用ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は，B-RHR バルブ室・熱交換器室，東側 PCV ペネトレーション室，配管室，バルブ室，CUW バルブ室，A-RHR バルブ室・熱交換器室，原子炉建物北東側階段室（A-RHR ポンプ室東側）用ハロゲン化物ボンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 1 : 76.3mm

D 2 : 89.1mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mm, 89.1mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	原子炉建物北東側階段室（A-RHRポンプ室東側）供給ライン分岐点 ～ 原子炉建物北東側階段室（A-RHRポンプ室東側）	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	60.5/48.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-RHR バルブ室・熱交換器室，東側 PCV ペネトレーション室，配管室，バルブ室，CUW バルブ室，A-RHR バルブ室・熱交換器室，原子炉建物北東側階段室（A-RHR ポンプ室東側）用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と原子炉建物北東側階段室（A-RHR ポンプ室東側）を接続する配管であり，原子炉建物北東側階段室（A-RHR ポンプ室東側）内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 3，D 5 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は，B-RHR バルブ室・熱交換器室，東側 PCV ペネトレーション室，配管室，バルブ室，CUW バルブ室，A-RHR バルブ室・熱交換器室，原子炉建物北東側階段室（A-RHR ポンプ室東側）用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は，B-RHR バルブ室・熱交換器室，東側 PCV ペネトレーション室，配管室，バルブ室，CUW バルブ室，A-RHR バルブ室・熱交換器室，原子炉建物北東側階段室（A-RHR ポンプ室東側）用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D3 : 60.5mm

D5 : 48.6mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している60.5mm, 48.6mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名	称	B-RHRバルブ室・熱交換器室供給ライン分岐点 ～ B-RHRバルブ室・熱交換器室	
最高使用圧力	MPa	5.2	
最高使用温度	℃	40	
外	径	mm	60.5
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B-RHR バルブ室・熱交換器室、東側 PCV ペネトレーション室、配管室、バルブ室、CUW バルブ室、A-RHR バルブ室・熱交換器室、原子炉建物北東側階段室（A-RHR ポンプ室東側）用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と B-RHR バルブ室・熱交換器室を接続する配管であり、B-RHR バルブ室・熱交換器室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 3 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、B-RHR バルブ室・熱交換器室、東側 PCV ペネトレーション室、配管室、バルブ室、CUW バルブ室、A-RHR バルブ室・熱交換器室、原子炉建物北東側階段室（A-RHR ポンプ室東側）用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、B-RHR バルブ室・熱交換器室、東側 PCV ペネトレーション室、配管室、バルブ室、CUW バルブ室、A-RHR バルブ室・熱交換器室、原子炉建物北東側階段室（A-RHR ポンプ室東側）用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>			

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D3 : 60.5mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している60.5mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	A-RHRバルブ室・熱交換器室供給ライン分岐点 ～ A-RHRバルブ室・熱交換器室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-RHR バルブ室・熱交換器室、東側 PCV ペネトレーション室、配管室、バルブ室、CUW バルブ室、A-RHR バルブ室・熱交換器室、原子炉建物北東側階段室（A-RHR ポンプ室東側）用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と A-RHR バルブ室・熱交換器室を接続する配管であり、A-RHR バルブ室・熱交換器室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 3 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、B-RHR バルブ室・熱交換器室、東側 PCV ペネトレーション室、配管室、バルブ室、CUW バルブ室、A-RHR バルブ室・熱交換器室、原子炉建物北東側階段室（A-RHR ポンプ室東側）用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、B-RHR バルブ室・熱交換器室、東側 PCV ペネトレーション室、配管室、バルブ室、CUW バルブ室、A-RHR バルブ室・熱交換器室、原子炉建物北東側階段室（A-RHR ポンプ室東側）用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D3 : 60.5mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している60.5mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	東側PCVペネトレーション室, 配管室, バルブ室, CUWバルブ室供給ライン分岐点 ～ 東側PCVペネトレーション室, 配管室, バルブ室, CUWバルブ室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	89.1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は, B-RHR バルブ室・熱交換器室, 東側 PCV ペネトレーション室, 配管室, バルブ室, CUW バルブ室, A-RHR バルブ室・熱交換器室, 原子炉建物北東側階段室 (A-RHR ポンプ室東側) 用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と東側 PCV ペネトレーション室, 配管室, バルブ室, CUW バルブ室を接続する配管であり, 東側 PCV ペネトレーション室, 配管室, バルブ室, CUW バルブ室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 2 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備 (原子炉建物) 主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は, B-RHR バルブ室・熱交換器室, 東側 PCV ペネトレーション室, 配管室, バルブ室, CUW バルブ室, A-RHR バルブ室・熱交換器室, 原子炉建物北東側階段室 (A-RHR ポンプ室東側) 用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は, B-RHR バルブ室・熱交換器室, 東側 PCV ペネトレーション室, 配管室, バルブ室, CUW バルブ室, A-RHR バルブ室・熱交換器室, 原子炉建物北東側階段室 (A-RHR ポンプ室東側) 用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D2 : 89.1mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している89.1mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名	称	A-制御棒駆動応答盤室用ハロゲン化物ポンベ ～ A-制御棒駆動応答盤室	
最高使用圧力	MPa	5.2	
最高使用温度	℃	40	
外	径	mm	34.0
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、A-制御棒駆動応答盤室用ハロゲン化物ポンベと A-制御棒駆動応答盤室を接続する配管であり、A-制御棒駆動応答盤室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 7 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、A-制御棒駆動応答盤室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、A-制御棒駆動応答盤室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D 7 : 34.0mm</u></p> <p>本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を 0.9MPa 以上*1 及び消火に必要なハロン 1301 ガス量*2 を 30 秒以内*3 に放射可能であることをメーカーにて確認している 34.0mm とする。</p> <p>注記*1：消防法施行規則第 20 条第 1 項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力</p> <p>*2：消防法施行規則第 20 条第 3 項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量</p> <p>*3：消防法施行規則第 20 条第 1 項第三号において定められている放射時間</p>			

名 称	原子炉建物北東側階段室（エレベータ前），A-非常用電気室，B-非常用電気室，第2チェックポイント，原子炉建物3階北側連絡通路，原子炉建物非常用コントロールセンタ室用ハロゲン化物ボンベ出口ヘッダ管	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3/114.3
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は，原子炉建物北東側階段室（エレベータ前），A-非常用電気室，B-非常用電気室，第2チェックポイント，原子炉建物3階北側連絡通路，原子炉建物非常用コントロールセンタ室用ハロゲン化物ボンベのヘッダ管であり，原子炉建物北東側階段室（エレベータ前），A-非常用電気室，B-非常用電気室，第2チェックポイント，原子炉建物3階北側連絡通路，原子炉建物非常用コントロールセンタ室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1，最高使用温度の設定根拠をT1，外径の設定根拠をD1，D6として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.1-1ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は，原子炉建物北東側階段室（エレベータ前），A-非常用電気室，B-非常用電気室，第2チェックポイント，原子炉建物3階北側連絡通路，原子炉建物非常用コントロールセンタ室用ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は，原子炉建物北東側階段室（エレベータ前），A-非常用電気室，B-非常用電気室，第2チェックポイント，原子炉建物3階北側連絡通路，原子炉建物非常用コントロールセンタ室用ハロゲン化物ボンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 76.3mm

D6 : 114.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mm, 114.3mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	原子炉建物北東側階段室（エレベータ前）供給ライン分岐点 ～ 原子炉建物北東側階段室（エレベータ前）	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉建物北東側階段室（エレベータ前）、A-非常用電気室、B-非常用電気室、第2チェックポイント、原子炉建物3階北側連絡通路、原子炉建物非常用コントロールセンタ室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と原子炉建物北東側階段室（エレベータ前）を接続する配管であり、原子炉建物北東側階段室（エレベータ前）内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD3として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.1-1ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、原子炉建物北東側階段室（エレベータ前）、A-非常用電気室、B-非常用電気室、第2チェックポイント、原子炉建物3階北側連絡通路、原子炉建物非常用コントロールセンタ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、原子炉建物北東側階段室（エレベータ前）、A-非常用電気室、B-非常用電気室、第2チェックポイント、原子炉建物3階北側連絡通路、原子炉建物非常用コントロールセンタ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D3 : 60.5mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している60.5mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名	称	原子炉建物3階北側連絡通路供給ライン分岐点 ～ 原子炉建物3階北側連絡通路	
最高使用圧力	MPa	5.2	
最高使用温度	℃	40	
外	径	mm	60.5
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉建物北東側階段室（エレベータ前）、A-非常用電気室、B-非常用電気室、第2チェックポイント、原子炉建物3階北側連絡通路、原子炉建物非常用コントロールセンタ室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と原子炉建物3階北側連絡通路を接続する配管であり、原子炉建物3階北側連絡通路内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD3として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、原子炉建物北東側階段室（エレベータ前）、A-非常用電気室、B-非常用電気室、第2チェックポイント、原子炉建物3階北側連絡通路、原子炉建物非常用コントロールセンタ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、原子炉建物北東側階段室（エレベータ前）、A-非常用電気室、B-非常用電気室、第2チェックポイント、原子炉建物3階北側連絡通路、原子炉建物非常用コントロールセンタ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>			

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D3 : 60.5mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している60.5mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名	称	原子炉建物非常用コントロールセンタ室供給ライン分岐点 ～ 原子炉建物非常用コントロールセンタ室
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外	径	mm
		60.5
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉建物北東側階段室（エレベータ前）、A-非常用電気室、B-非常用電気室、第2チェックポイント、原子炉建物3階北側連絡通路、原子炉建物非常用コントロールセンタ室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と原子炉建物非常用コントロールセンタ室を接続する配管であり、原子炉建物非常用コントロールセンタ室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD3として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.1-1ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、原子炉建物北東側階段室（エレベータ前）、A-非常用電気室、B-非常用電気室、第2チェックポイント、原子炉建物3階北側連絡通路、原子炉建物非常用コントロールセンタ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、原子炉建物北東側階段室（エレベータ前）、A-非常用電気室、B-非常用電気室、第2チェックポイント、原子炉建物3階北側連絡通路、原子炉建物非常用コントロールセンタ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D3 : 60.5mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している60.5mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称		第2チェックポイント供給ライン分岐点 ～ 第2チェックポイント
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	60.5/42.7
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉建物北東側階段室（エレベータ前）、A-非常用電気室、B-非常用電気室、第2チェックポイント、原子炉建物3階北側連絡通路、原子炉建物非常用コントロールセンタ室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と第2チェックポイントを接続する配管であり、第2チェックポイント内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD3、D4として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.1-1ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、原子炉建物北東側階段室（エレベータ前）、A-非常用電気室、B-非常用電気室、第2チェックポイント、原子炉建物3階北側連絡通路、原子炉建物非常用コントロールセンタ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、原子炉建物北東側階段室（エレベータ前）、A-非常用電気室、B-非常用電気室、第2チェックポイント、原子炉建物3階北側連絡通路、原子炉建物非常用コントロールセンタ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D3 : 60.5mm

D4 : 42.7mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している60.5mm, 42.7mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称		A-非常用電気室供給ライン分岐点 ～ A-非常用電気室
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	89.1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉建物北東側階段室（エレベータ前）、A-非常用電気室、B-非常用電気室、第2チェックポイント、原子炉建物3階北側連絡通路、原子炉建物非常用コントロールセンタ室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管とA-非常用電気室を接続する配管であり、A-非常用電気室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD2として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>配管の最高使用圧力は、原子炉建物北東側階段室（エレベータ前）、A-非常用電気室、B-非常用電気室、第2チェックポイント、原子炉建物3階北側連絡通路、原子炉建物非常用コントロールセンタ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、原子炉建物北東側階段室（エレベータ前）、A-非常用電気室、B-非常用電気室、第2チェックポイント、原子炉建物3階北側連絡通路、原子炉建物非常用コントロールセンタ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D2 : 89.1mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している89.1mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称		B-非常用電気室供給ライン分岐点 ～ B-非常用電気室
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉建物北東側階段室（エレベータ前）、A-非常用電気室、B-非常用電気室、第2チェックポイント、原子炉建物3階北側連絡通路、原子炉建物非常用コントロールセンタ室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管とB-非常用電気室を接続する配管であり、B-非常用電気室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD6として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、原子炉建物北東側階段室（エレベータ前）、A-非常用電気室、B-非常用電気室、第2チェックポイント、原子炉建物3階北側連絡通路、原子炉建物非常用コントロールセンタ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、原子炉建物北東側階段室（エレベータ前）、A-非常用電気室、B-非常用電気室、第2チェックポイント、原子炉建物3階北側連絡通路、原子炉建物非常用コントロールセンタ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D6 : 114.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している114.3mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	FPC熱交換器室用ハロゲン化物ポンベ ～ FPC熱交換器室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	60.5/48.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、FPC 熱交換器室用ハロゲン化物ポンベと FPC 熱交換器室を接続する配管であり、FPC 熱交換器室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 3，D 5 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、FPC 熱交換器室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、FPC 熱交換器室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D3 : 60.5mm

D5 : 48.6mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している60.5mm, 48.6mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称		B-R/Bダストモニタ室・主蒸気管室冷却機室，原子炉建物 1階東側通路用ハロゲン化物ポンペ ～ B-R/Bダストモニタ室・主蒸気管室冷却機室，原子炉建物 1階東側通路
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3/114.3/60.5/48.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は，B-R/Bダストモニタ室・主蒸気管室冷却機室，原子炉建物1階東側通路用ハロゲン化物ポンペとB-R/Bダストモニタ室・主蒸気管室冷却機室，原子炉建物1階東側通路を接続する配管であり，B-R/Bダストモニタ室・主蒸気管室冷却機室，原子炉建物1階東側通路内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1，最高使用温度の設定根拠をT1，外径の設定根拠をD1，D3，D5，D6として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.1-1ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は，B-R/Bダストモニタ室・主蒸気管室冷却機室，原子炉建物1階東側通路用ハロゲン化物ポンペの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は，B-R/Bダストモニタ室・主蒸気管室冷却機室，原子炉建物1階東側通路用ハロゲン化物ポンペの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 1 : 76.3mm

D 3 : 60.5mm

D 5 : 48.6mm

D 6 : 114.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mm, 60.5mm, 48.6mm, 114.3mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称		A-CUW循環ポンプ室，スクラム排水容器室用ハロゲン化物ポンベ ～ A-CUW循環ポンプ室，スクラム排水容器室
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3/114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は，A-CUW 循環ポンプ室，スクラム排水容器室用ハロゲン化物ポンベと A-CUW 循環ポンプ室，スクラム排水容器室を接続する配管であり，A-CUW 循環ポンプ室，スクラム排水容器室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，D 6 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は，A-CUW 循環ポンプ室，スクラム排水容器室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は，A-CUW 循環ポンプ室，スクラム排水容器室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 76.3mm

D6 : 114.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mm, 114.3mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	原子炉建物中2階東側通路，原子炉浄化サージタンク室，SLCポンプ室，原子炉建物3階東側通路用ハロゲン化物ポンベ ～ 原子炉建物中2階東側通路，原子炉浄化サージタンク室，SLCポンプ室，原子炉建物3階東側通路	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3/114.3/89.1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は，原子炉建物中 2 階東側通路，原子炉浄化サージタンク室，SLC ポンプ室，原子炉建物 3 階東側通路用ハロゲン化物ポンベと原子炉建物中 2 階東側通路，原子炉浄化サージタンク室，SLC ポンプ室，原子炉建物 3 階東側通路を接続する配管であり，原子炉建物中 2 階東側通路，原子炉浄化サージタンク室，SLC ポンプ室，原子炉建物 3 階東側通路内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，D 2，D 6 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は，原子炉建物中 2 階東側通路，原子炉浄化サージタンク室，SLC ポンプ室，原子炉建物 3 階東側通路用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は，原子炉建物中 2 階東側通路，原子炉浄化サージタンク室，SLC ポンプ室，原子炉建物 3 階東側通路用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 1 : 76.3mm

D 2 : 89.1mm

D 6 : 114.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mm, 89.1mm, 114.3mmとする。

注記*1: 消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2: 消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3: 消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名	称	原子炉建物1階西側通路，SRV補修室用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外	径	mm
		76.3/114.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は，原子炉建物1階西側通路，SRV補修室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管であり，原子炉建物1階西側通路，SRV補修室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1，最高使用温度の設定根拠をT1，外径の設定根拠をD1，D6として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.1-1ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は，原子炉建物1階西側通路，SRV補修室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は，原子炉建物1階西側通路，SRV補修室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 76.3mm

D6 : 114.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mm, 114.3mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称		SRV補修室供給ライン分岐点 ～ SRV補修室
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉建物 1 階西側通路、SRV 補修室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と SRV 補修室を接続する配管であり、SRV 補修室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、原子炉建物 1 階西側通路、SRV 補修室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、原子炉建物 1 階西側通路、SRV 補修室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D 1 : 76.3mm</u></p> <p>本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を 0.9MPa 以上*1 及び消火に必要なハロン 1301 ガス量*2 を 30 秒以内*3 に放射可能であることをメーカーにて確認している 76.3mm とする。</p> <p>注記*1：消防法施行規則第 20 条第 1 項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力</p> <p>*2：消防法施行規則第 20 条第 3 項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量</p> <p>*3：消防法施行規則第 20 条第 1 項第三号において定められている放射時間</p>		

名 称	原子炉建物1階西側通路供給ライン分岐点 ～ 原子炉建物1階西側通路	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉建物 1 階西側通路、SRV 補修室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と原子炉建物 1 階西側通路を接続する配管であり、原子炉建物 1 階西側通路内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 6 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、原子炉建物 1 階西側通路、SRV 補修室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、原子炉建物 1 階西側通路、SRV 補修室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D6 : 114.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している114.3mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	A-原子炉格納容器H2・O2分析計ラック室，非常用ガス処理装置室，原子炉建物3階西側通路用ハロゲン化物ポンベ～ A-原子炉格納容器H2・O2分析計ラック室，非常用ガス処理装置室，原子炉建物3階西側通路	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3/114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は，A-原子炉格納容器 H2・O2 分析計ラック室，非常用ガス処理装置室，原子炉建物 3 階西側通路用ハロゲン化物ポンベと A-原子炉格納容器 H2・O2 分析計ラック室，非常用ガス処理装置室，原子炉建物 3 階西側通路を接続する配管であり，A-原子炉格納容器 H2・O2 分析計ラック室，非常用ガス処理装置室，原子炉建物 3 階西側通路内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，D 6 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は，A-原子炉格納容器 H2・O2 分析計ラック室，非常用ガス処理装置室，原子炉建物 3 階西側通路用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は，A-原子炉格納容器 H2・O2 分析計ラック室，非常用ガス処理装置室，原子炉建物 3 階西側通路用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 76.3mm

D6 : 114.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mm, 114.3mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	B-CUW循環ポンプ室, CRD・HCU窒素充填装置室用ハロゲン化物ポンベ ～ B-CUW循環ポンプ室, CRD・HCU窒素充填装置室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3/114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は, B-CUW 循環ポンプ室, CRD・HCU 窒素充填装置室用ハロゲン化物ポンベと B-CUW 循環ポンプ室, CRD・HCU 窒素充填装置室を接続する配管であり, B-CUW 循環ポンプ室, CRD・HCU 窒素充填装置室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 1, D 6 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備 (原子炉建物) 主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は, B-CUW 循環ポンプ室, CRD・HCU 窒素充填装置室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は, B-CUW 循環ポンプ室, CRD・HCU 窒素充填装置室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 76.3mm

D6 : 114.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mm, 114.3mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	FPCポンプ室冷却機室，原子炉建物3階西側通路用ハロゲン化物ポンベ ～ FPCポンプ室冷却機室，原子炉建物3階西側通路	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3/114.3/60.5/89.1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は，FPC ポンプ室冷却機室，原子炉建物 3 階西側通路用ハロゲン化物ポンベと FPC ポンプ室冷却機室，原子炉建物 3 階西側通路を接続する配管であり，FPC ポンプ室冷却機室，原子炉建物 3 階西側通路内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，D 2，D 3，D 6 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は，FPC ポンプ室冷却機室，原子炉建物 3 階西側通路用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は，FPC ポンプ室冷却機室，原子炉建物 3 階西側通路用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 1 : 76.3mm

D 2 : 89.1mm

D 3 : 60.5mm

D 6 : 114.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mm, 89.1mm, 60.5mm, 114.3mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	トーラス室(2)用ハロゲン化物ポンベ ～ トーラス室(2)	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3/114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、トーラス室(2)用ハロゲン化物ポンベとトーラス室(2)を接続する配管であり、トーラス室(2)内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，D 6 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、トーラス室(2)用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、トーラス室(2)用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 76.3mm

D6 : 114.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mm, 114.3mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	トーラス室(1), CST連絡ダクト, B-RHRバルブ室用ハロゲン化物ポンベ ～ トーラス室(1), CST連絡ダクト, B-RHRバルブ室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3/114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、トーラス室(1), CST 連絡ダクト, B-RHR バルブ室用ハロゲン化物ポンベとトーラス室(1), CST 連絡ダクト, B-RHR バルブ室を接続する配管であり、トーラス室(1), CST 連絡ダクト, B-RHR バルブ室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 1, D 6 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備 (原子炉建物) 主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、トーラス室(1), CST 連絡ダクト, B-RHR バルブ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、トーラス室(1), CST 連絡ダクト, B-RHR バルブ室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 76.3mm

D6 : 114.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mm, 114.3mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称		トーラス室(3)用ハロゲン化物ポンベ ～ トーラス室(3)
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3/114.3
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、トーラス室(3)用ハロゲン化物ポンベとトーラス室(3)を接続する配管であり、トーラス室(3)内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1，D 6として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、トーラス室(3)用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、トーラス室(3)用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 76.3mm

D6 : 114.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mm, 114.3mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	ケーブルトレイ (C1R4003) 用ハロゲン化物ボンベ ～ ケーブルトレイ (C1R4003)	
最高使用圧力	MPa	4.6
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	<input type="text"/>
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、ケーブルトレイ (C1R4003) 用ハロゲン化物ボンベとケーブルトレイ (C1R4003) を接続する配管であり、ケーブルトレイ (C1R4003) 内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 0 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2. 1. 1. 2. 1-1 ハロゲン化物消火設備 (原子炉建物) 主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 4.6MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、ケーブルトレイ (C1R4003) 用ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力と同じ 4.6MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、ケーブルトレイ (C1R4003) 用ハロゲン化物ボンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D 1 0 : <input type="text"/> mm</u></p> <p>本配管の外径は、メーカー試験結果に基づき十分な FK-5-1-12 ガス量を供給することができる <input type="text"/> mm とする。</p>		

名 称	ケーブルトレイ (P2R4001) 用ハロゲン化物ポンベ ～ ケーブルトレイ (P2R4001)	
最高使用圧力	MPa	4.6
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	<input type="text"/>
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、ケーブルトレイ (P2R4001) 用ハロゲン化物ポンベとケーブルトレイ (P2R4001) を接続する配管であり、ケーブルトレイ (P2R4001) 内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 1 0 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2. 1. 1. 2. 1-1 ハロゲン化物消火設備 (原子炉建物) 主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 4.6MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、ケーブルトレイ (P2R4001) 用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 4.6MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、ケーブルトレイ (P2R4001) 用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D 1 0 : <input type="text"/> mm</u></p> <p>本配管の外径は、メーカー試験結果に基づき十分な FK-5-1-12 ガス量を供給することができる <input type="text"/> mm とする。</p>		

名 称	ケーブルトレイ (C2R4001) 用ハロゲン化物ポンベ ～ ケーブルトレイ (C2R4001)	
最高使用圧力	MPa	4.6
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	<input type="text"/>
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、ケーブルトレイ (C2R4001) 用ハロゲン化物ポンベとケーブルトレイ (C2R4001) を接続する配管であり、ケーブルトレイ (C2R4001) 内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 0 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2. 1. 1. 2. 1-1 ハロゲン化物消火設備 (原子炉建物) 主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 4.6MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、ケーブルトレイ (C2R4001) 用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 4.6MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、ケーブルトレイ (C2R4001) 用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D 1 0 : <input type="text"/> mm</u></p> <p>本配管の外径は、メーカー試験結果に基づき十分な FK-5-1-12 ガス量を供給することができる <input type="text"/> mm とする。</p>		

表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表（その1）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
RCICポンプ室, CRDポンプ室, B-RHRポンプ室冷却機室, 原子炉建物北東側階段室 (RCICポンプ室東側) 用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
					89.1	D 2
CRDポンプ室, B-RHRポンプ室冷却機室供給ライン分岐点 ～ CRDポンプ室, B-RHRポンプ室冷却機室	5.2	P 1	40	T 1	89.1	D 2
RCICポンプ室供給ライン分岐点 ～ RCICポンプ室	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 3
原子炉建物北東側階段室 (RCICポンプ室東側) 供給ライン分岐点 ～ 原子炉建物北東側階段室 (RCICポンプ室東側)	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 3
					42.7	D 4
B-RHRポンプ室, A-RHRポンプ室, HPCSポンプ室, HPCSポンプ室冷却機室, LPCSポンプ室, LPCSポンプ室冷却機室, A-RHRポンプ室冷却機室用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 3
B-RHRポンプ室供給ライン分岐点 ～ B-RHRポンプ室	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 3
					42.7	D 4

表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表（その2）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
A-RHRポンプ室冷却機室供給ライン分岐点 ～ A-RHRポンプ室冷却機室	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 3
					42.7	D 4
A-RHRポンプ室供給ライン分岐点 ～ A-RHRポンプ室	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 3
					42.7	D 4
LPCSポンプ室, LPCSポンプ室冷却機室供給ライン分岐点 ～ LPCSポンプ室, LPCSポンプ室冷却機室	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 3
					48.6	D 5
HPCSポンプ室, HPCSポンプ室冷却機室供給ライン分岐点 ～ HPCSポンプ室, HPCSポンプ室冷却機室	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 3
原子炉建物地下1階南側通路, 原子炉建物南東側階段室 (B-非常用ディーゼル発電機電気室南側) 用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
原子炉建物地下1階南側通路供給ライン分岐点 ～ 原子炉建物地下1階南側通路	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1

表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表（その3）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
消 火 系	原子炉建物南東側階段室 (B-非常用ディーゼル発 電機電気室南側) 供給ラ イン分岐点 ～	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 3
	原子炉建物南東側階段室 (B-非常用ディーゼル発 電機電気室南側)					42.7	D 4
	原子炉建物西側・南側配 管ダクト室用ハロゲン化 物ポンベ ～	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
	原子炉建物西側・南側配 管ダクト室					114.3	D 6
	原子炉建物地下2階南側通 路用ハロゲン化物ポンベ ～	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
	原子炉建物地下2階南側通 路					89.1	D 2
	原子炉建物地下2階北側通 路, HPCS-ディーゼル発電 機電気室, HPCW熱交換器 室, HPCSバッテリー室, HPCS電気室, HPCWサージ タンク室用ハロゲン化物 ポンベ出口ヘッダ管	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
						89.1	D 2
	HPCSバッテリー室供給ライ ン分岐点 ～ HPCSバッテリー室	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 7

表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表（その 4）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
HPCS電気室供給ライン分岐点 ～ HPCS電気室	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 3
					48.6	D 5
HPCS-ディーゼル発電機電気室供給ライン分岐点 ～ HPCS-ディーゼル発電機電気室	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
HPCW熱交換器室供給ライン分岐点 ～ HPCW熱交換器室	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 3
					48.6	D 5
原子炉建物地下2階北側通路供給ライン分岐点 ～ 原子炉建物地下2階北側通路	5.2	P 1	40	T 1	89.1	D 2
HPCWサージタンク室供給ライン分岐点 ～ HPCWサージタンク室	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 3
HPCS-ディーゼル発電機室用ハロゲン化物ポンベ ～ HPCS-ディーゼル発電機室	5.2	P 1	40	T 1	48.6	D 5
					76.3	D 1
HPCS-ディーゼル発電機燃料デイトンク室用ハロゲン化物ポンベ ～ HPCS-ディーゼル発電機燃料デイトンク室	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 7
					27.2	D 8

表 2. 1. 1. 2. 1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表（その 5）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
C-RHRポンプ室用ハロゲン 化物ポンベ ～ C-RHRポンプ室	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 3
A-非常用ディーゼル発電 機室, B-非常用ディーゼ ル発電機室用ハロゲン化 物ポンベ出口ヘッダ管	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
A-非常用ディーゼル発電 機室供給ライン分岐点 ～ A-非常用ディーゼル発電 機室	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
B-非常用ディーゼル発電 機室供給ライン分岐点 ～ B-非常用ディーゼル発電 機室	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
消 火 系	PLRポンプMGセット室用ハ ロゲン化物ポンベ ～ PLRポンプMGセット室	P 1	40	T 1	76.3	D 1
					114.3	D 6
					89.1	D 2
A-非常用ディーゼル発電 機燃料デイトンク室用ハ ロゲン化物ポンベ ～ A-非常用ディーゼル発電 機燃料デイトンク室	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 7
B-非常用ディーゼル発電 機燃料デイトンク室用ハ ロゲン化物ポンベ ～ B-非常用ディーゼル発電 機燃料デイトンク室	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 7

表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表（その 6）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
B-RHR熱交換器室，主蒸気管室，格納容器内漏洩検出モニタ室，A-RHR熱交換器室，A-RHRバルブ室用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
					114.3	D 6
主蒸気管室供給ライン分岐点 ～ 主蒸気管室	5.2	P 1	40	T 1	114.3	D 6
B-RHR熱交換器室供給ライン分岐点 ～ B-RHR熱交換器室	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 7
格納容器内漏洩検出モニタ室供給ライン分岐点 ～ 格納容器内漏洩検出モニタ室	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 7
A-RHR熱交換器室供給ライン分岐点 ～ A-RHR熱交換器室	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 7
A-RHRバルブ室供給ライン分岐点 ～ A-RHRバルブ室	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 7
原子炉建物常用コントロールセンタ室，原子炉建物3階北西側通路用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 3

表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表（その 7）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉建物常用コントロールセンタ室供給ライン分岐点 ～ 原子炉建物常用コントロールセンタ室	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 3
原子炉建物3階北西側通路供給ライン分岐点 ～ 原子炉建物3階北西側通路	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 3
42.7					D 4	
CRD保管室，西側PCVペネトレーション室，CUW再生熱交換器室，CRD補修室用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
CUW再生熱交換器室供給ライン分岐点 ～ CUW再生熱交換器室	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
西側PCVペネトレーション室供給ライン分岐点 ～ 西側PCVペネトレーション室	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
CRD保管室供給ライン分岐点 ～ CRD保管室	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 3
42.7					D 4	
CRD補修室供給ライン分岐点 ～ CRD補修室	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 3
42.7					D 4	

表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表（その 8）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
CUWホールディングポンプ室，FPCポンプ室，原子炉建物中2階南側通路用ハロゲン化物ボンベ ～ CUWホールディングポンプ室，FPCポンプ室，原子炉建物中2階南側通路	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 3
原子炉建物地下1階北東側通路，A-事故時サンプリング室，原子炉棟排気モニタ室，A-格納容器内雰囲気モニタ校正室，原子炉建物北東側階段室（エアロック室前）用ハロゲン化物ボンベ出口ヘッダ管	5.2	P 1	40	T 1	48.6	D 5
A-格納容器内雰囲気モニタ校正室供給ライン分岐点 ～ A-格納容器内雰囲気モニタ校正室	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 7
原子炉棟排気モニタ室供給ライン分岐点 ～ 原子炉棟排気モニタ室	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 7
原子炉建物地下1階北東側通路供給ライン分岐点 ～ 原子炉建物地下1階北東側通路	5.2	P 1	40	T 1	48.6	D 5

消
火
系

表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表（その9）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
A-事故時サンプリング室 供給ライン分岐点 ～ A-事故時サンプリング室	5.2	P 1	40	T 1	48.6	D 5
原子炉建物北東側階段室 (エアロック室前) 供給 ライン分岐点 ～ 原子炉建物北東側階段室 (エアロック室前)	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 7
原子炉棟排風機室用ハロ ゲン化物ポンベ ～ 原子炉棟排風機室	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
					114.3	D 6
B-制御棒位置信号変換器 盤室用ハロゲン化物ポン ベ ～ B-制御棒位置信号変換器 盤室	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 7
A-非常用ディーゼル発電 機電気室, B-非常用ディ ーゼル発電機電気室, 再 循環MG盤・コントロール センタ室, A-非常用電気 室送風機室, B-非常用電 気室送風機室用ハロゲン 化物ポンベ出口ヘッダ管	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
					114.3	D 6
A-非常用電気室送風機室 供給ライン分岐点 ～ A-非常用電気室送風機室	5.2	P 1	40	T 1	114.3	D 6

表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表（その 10）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
B-非常用電気室送風機室 供給ライン分岐点 ～ B-非常用電気室送風機室	5.2	P 1	40	T 1	114.3	D 6
A-非常用ディーゼル発電 機電気室供給ライン分岐 点 ～ A-非常用ディーゼル発電 機電気室	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
B-非常用ディーゼル発電 機電気室供給ライン分岐 点 ～ B-非常用ディーゼル発電 機電気室	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
再循環MG盤・コントロー ルセンタ室供給ライン分 岐点 ～ 再循環MG盤・コントロー ルセンタ室	5.2	P 1	40	T 1	114.3	D 6
原子炉建物中2階工具室, B-原子炉格納容器H2・02 分析計ラック室用ハロゲ ン化物ポンベ出口ヘッダ 管	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 7
原子炉建物中2階工具室供 給ライン分岐点 ～ 原子炉建物中2階工具室	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 7

表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表（その 11）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
B-原子炉格納容器H2・02 分析計ラック室供給ライ ン分岐点 ～ B-原子炉格納容器H2・02 分析計ラック室	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 7
IA空気圧縮機室, I-RCW ポンプ熱交換器室, II- RCWポンプ熱交換器室, 原 子炉棟送風機室, RCWバル ブ室用ハロゲン化物ポン ベ出口ヘッダ管	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
					139.8	D 9
					114.3	D 6
原子炉棟送風機室供給ラ イン分岐点 ～ 原子炉棟送風機室	5.2	P 1	40	T 1	114.3	D 6
IA空気圧縮機室供給ライ ン分岐点 ～ IA空気圧縮機室	5.2	P 1	40	T 1	114.3	D 6
II-RCWポンプ熱交換器室 供給ライン分岐点 ～ II-RCWポンプ熱交換器室	5.2	P 1	40	T 1	89.1	D 2
I-RCWポンプ熱交換器室 供給ライン分岐点 ～ I-RCWポンプ熱交換器室	5.2	P 1	40	T 1	89.1	D 2
RCWバルブ室供給ライン分 岐点 ～ RCWバルブ室	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1

表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表（その 12）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉建物2階制御盤室用 ハロゲン化物ポンペ ～ 原子炉建物2階制御盤室	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 7
B-RHRバルブ室・熱交換器 室，東側PCVペネトレーシ ョン室，配管室，バルブ 室，CUWバルブ室，A-RHR バルブ室・熱交換器室， 原子炉建物北東側階段室 (A-RHRポンプ室東側) 用 ハロゲン化物ポンペ出口 ヘッダ管	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
					89.1	D 2
原子炉建物北東側階段室 (A-RHRポンプ室東側) 供 給ライン分岐点 ～ 原子炉建物北東側階段室 (A-RHRポンプ室東側)	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 3
					48.6	D 5
B-RHRバルブ室・熱交換器 室供給ライン分岐点 ～ B-RHRバルブ室・熱交換器 室	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 3
A-RHRバルブ室・熱交換器 室供給ライン分岐点 ～ A-RHRバルブ室・熱交換器 室	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 3

消
火
系

S2 補 VI-1-1-5-8-2 R1

表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表（その 13）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
東側PCVペネトレーション 室，配管室，バルブ室， CUWバルブ室供給ライン分 岐点 ～ 東側PCVペネトレーション 室，配管室，バルブ室， CUWバルブ室	5.2	P 1	40	T 1	89.1	D 2
A-制御棒駆動応答盤室用 ハロゲン化物ポンベ ～ A-制御棒駆動応答盤室	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 7
消 火 系 原子炉建物北東側階段室 (エレベータ前)，A-非 常用電気室，B-非常用電 気室，第2チェックポイン ト，原子炉建物3階北側連 絡通路，原子炉建物非常 用コントロールセンタ室 用ハロゲン化物ポンベ出 口ヘッダ管	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
					114.3	D 6
原子炉建物北東側階段室 (エレベータ前) 供給ラ イン分岐点 ～ 原子炉建物北東側階段室 (エレベータ前)	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 3
原子炉建物3階北側連絡通 路供給ライン分岐点 ～ 原子炉建物3階北側連絡通 路	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 3

表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表（その 14）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
消 火 系	原子炉建物非常用コントロールセンタ室供給ライン分岐点 ～ 原子炉建物非常用コントロールセンタ室	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 3
	第2チェックポイント供給ライン分岐点 ～ 第2チェックポイント	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 3
						42.7	D 4
	A-非常用電気室供給ライン分岐点 ～ A-非常用電気室	5.2	P 1	40	T 1	89.1	D 2
	B-非常用電気室供給ライン分岐点 ～ B-非常用電気室	5.2	P 1	40	T 1	114.3	D 6
	FPC熱交換器室用ハロゲン化物ポンベ ～ FPC熱交換器室	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 3
						48.6	D 5
	B-R/Bダストモニタ室・主蒸気管室冷却機室，原子炉建物1階東側通路用ハロゲン化物ポンベ ～ B-R/Bダストモニタ室・主蒸気管室冷却機室，原子炉建物1階東側通路	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
						114.3	D 6
						60.5	D 3
						48.6	D 5

表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表（その 15）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
A-CUW循環ポンプ室，スクラム排出水容器室用ハロゲン化物ポンベ ～ A-CUW循環ポンプ室，スクラム排出水容器室	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
					114.3	D 6
原子炉建物中2階東側通路，原子炉浄化サージタンク室，SLCポンプ室，原子炉建物3階東側通路用ハロゲン化物ポンベ ～ 原子炉建物中2階東側通路，原子炉浄化サージタンク室，SLCポンプ室，原子炉建物3階東側通路	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
					114.3	D 6
					89.1	D 2
原子炉建物1階西側通路，SRV補修室用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
					114.3	D 6
SRV補修室供給ライン分岐点 ～ SRV補修室	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
原子炉建物1階西側通路供給ライン分岐点 ～ 原子炉建物1階西側通路	5.2	P 1	40	T 1	114.3	D 6

消火系

表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表（その 16）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
消 火 系	A-原子炉格納容器H2・02 分析計ラック室，非常用 ガス処理装置室，原子炉 建物3階西側通路用ハロゲ ン化物ポンベ ～ A-原子炉格納容器H2・02 分析計ラック室，非常用 ガス処理装置室，原子炉 建物3階西側通路	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
						114.3	D 6
	B-CUW循環ポンプ室， CRD・HCU窒素充填装置室 用ハロゲン化物ポンベ ～ B-CUW循環ポンプ室， CRD・HCU窒素充填装置室	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
						114.3	D 6
	FPCポンプ室冷却機室，原 子炉建物3階西側通路用ハ ロゲン化物ポンベ ～ FPCポンプ室冷却機室，原 子炉建物3階西側通路	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
						114.3	D 6
						60.5	D 3
						89.1	D 2
	トーラス室(2)用ハロゲン 化物ポンベ ～ トーラス室(2)	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
						114.3	D 6
	トーラス室(1)，CST連絡 ダクト，B-RHRバルブ室用 ハロゲン化物ポンベ ～ トーラス室(1)，CST連絡 ダクト，B-RHRバルブ室	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
						114.3	D 6

表 2.1.1.2.1-1 ハロゲン化物消火設備（原子炉建物）主配管の設計仕様表（その 17）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
トーラス室(3)用ハロゲン 化物ポンベ ～ トーラス室(3)	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1	
					114.3	D 6	
消 火 系	ケーブルトレイ (C1R4003) 用ハロゲン化 物ポンベ ～ ケーブルトレイ (C1R4003)	4.6	P 2	40	T 1		D 1 0
	ケーブルトレイ (P2R4001) 用ハロゲン化 物ポンベ ～ ケーブルトレイ (P2R4001)	4.6	P 2	40	T 1		D 1 0
	ケーブルトレイ (C2R4001) 用ハロゲン化 物ポンベ ～ ケーブルトレイ (C2R4001)	4.6	P 2	40	T 1		D 1 0
	ケーブルトレイ (C2R4001) 用ハロゲン化 物ポンベ ～ ケーブルトレイ (C2R4001)	4.6	P 2	40	T 1		D 1 0

2.1.1.2.2 廃棄物処理建物

名 称	廃棄物処理建物地下1階北側通路用ハロゲン化物ボンベ	
容 量	ℓ/個	68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する廃棄物処理建物地下1階北側通路用ハロゲン化物ボンベは、以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠 ハロゲン化物ボンベの容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから、当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠 ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は、ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠 ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は、消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき、40℃とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、消防法で要求される必要なボンベ個数*である 4 個のボンベを設置する設計とする。</p> <p>注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出</p>		

名	称	B-計装用電気室, B-バッテリー室, 230Vバッテリー室, 充電器室用ハロゲン化物ボンベ
容	量	ℓ/個
68 以上 (68)		
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個	数	—
4		

【設 定 根 拠】

(概 要)

火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する B-計装用電気室, B-バッテリー室, 230V バッテリー室, 充電器室用ハロゲン化物ボンベは, 以下の機能を有する。

ハロゲン化物ボンベは, 火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう, 火災の影響を限定し, 早期の消火を行うために設置する。

1. 容量の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの容量は, 高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから, 当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は, ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は, 消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき, 40℃とする。

【設定根拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、各消火対象区画のうち最も多くの消火剤量を必要とするボンベ個数*である4個のボンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第20条第3項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名	称	廃棄物処理建物 A-ケーブル処理室，廃棄物処理建物 B-ケーブル処理室用ハロゲン化物ボンベ
容	量	ℓ/個
		68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個	数	—
		9
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する廃棄物処理建物 A-ケーブル処理室，廃棄物処理建物 B-ケーブル処理室用ハロゲン化物ボンベは，以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは，火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう，火災の影響を限定し，早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの容量は，高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから，当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は，ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は，消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき，40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ポンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、各消火対象区画のうち最も多くの消火剤量を必要とするポンベ個数を設置する設計とする。また、系統分離対策が必要な火災区域は、容器弁の単一故障を考慮し、消防法で要求される必要なポンベ個数*より 1 個多い 9 個のポンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名	称	ケーブルシャフトスペース (S I) , ケーブルシャフトスペース (S II) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ボンベ
容	量	ℓ/個
		68 以上 (68)
最	高	使用
圧	力	MPa
		5.2
最	高	使用
温	度	℃
		40
個	数	—
		4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置するケーブルシャフトスペース (S I) , ケーブルシャフトスペース (S II) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ボンベは, 以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは, 火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう, 火災の影響を限定し, 早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの容量は, 高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから, 当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は, ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は, 消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき, 40℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、各消火対象区画のうち最も多くの消火剤量を必要とするボンベ個数*である4個のボンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第20条第3項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名 称	中央制御室送風機室用ハロゲン化物ポンベ	
容 量	ℓ/個	68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	23
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する中央制御室送風機室用ハロゲン化物ポンベは、以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ポンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠 ハロゲン化物ポンベの容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ポンベを使用することから、当該ポンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠 ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力は、ポンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠 ハロゲン化物ポンベの最高使用温度は、消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき、40℃とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 ハロゲン化物ポンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、消防法で要求される必要なポンベ個数を設置する設計とする。また、系統分離対策が必要な火災区域は、容器弁の単一故障を考慮し、消防法で要求される必要なポンベ個数*より 1 個多い 23 個のポンベを設置する設計とする。</p> <p>注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出</p>		

名	称	中央制御室非常用再循環送風機室用ハロゲン化物ボンベ
容	量	ℓ/個
68 以上 (68)		
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個	数	—
9		

【設 定 根 拠】

(概 要)

火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する中央制御室非常用再循環送風機室用ハロゲン化物ボンベは、以下の機能を有する。

ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。

1. 容量の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから、当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は、ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は、消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき、40℃とする。

【設定根拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ポンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、消防法で要求される必要なポンベ個数を設置する設計とする。また、系統分離対策が必要な火災区域は、容器弁の単一故障を考慮し、消防法で要求される必要なポンベ個数*より1個多い9個のポンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第20条第3項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名	称	コールド計器室用ハロゲン化物ボンベ
容	量	ℓ/個
68 以上 (68)		
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個	数	—
2		
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置するコールド計器室用ハロゲン化物ボンベは、以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから、当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は、ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は、消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき、40℃とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、消防法で要求される必要なボンベ個数*である 2 個のボンベを設置する設計とする。</p> <p>注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出</p>		

名	称	補助盤室用ハロゲン化物ボンベ
容	量	ℓ/個
68 以上 (68)		
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個	数	—
8		
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する補助盤室用ハロゲン化物ボンベは、以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠 ハロゲン化物ボンベの容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから、当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠 ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は、ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠 ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は、消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき、40℃とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、消防法で要求される必要なボンベ個数を設置する設計とする。また、系統分離対策が必要な火災区域は、容器弁の単一故障を考慮し、消防法で要求される必要なボンベ個数*より 1 個多い 8 個のボンベを設置する設計とする。</p> <p>注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出</p>		

名	称	廃棄物処理建物西側階段室，ベント処理装置室，廃棄物処理建物排風機室用ハロゲン化物ボンベ
容	量	ℓ/個
		68 以上 (68)
最	高	使用
圧	力	MPa
		5.2
最	高	使用
温	度	℃
		40
個	数	—
		16
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する廃棄物処理建物西側階段室，ベント処理装置室，廃棄物処理建物排風機室用ハロゲン化物ボンベは，以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは，火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう，火災の影響を限定し，早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの容量は，高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから，当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は，ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は，消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき，40℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ポンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、各消火対象区画のうち最も多くの消火剤量を必要とするポンベ個数*である 16 個のポンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名 称	廃棄物処理建物地下1階北側通路用ハロゲン化物ボンベ ～ 廃棄物処理建物地下1階北側通路	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	48.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、廃棄物処理建物地下1階北側通路用ハロゲン化物ボンベと廃棄物処理建物地下1階北側通路を接続する配管であり、廃棄物処理建物地下1階北側通路内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD1として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.2-1ハロゲン化物消火設備（廃棄物処理建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P1 : 5.2MPa</u> 本配管の最高使用圧力は、廃棄物処理建物地下1階北側通路用ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T1 : 40℃</u> 本配管の最高使用温度は、廃棄物処理建物地下1階北側通路用ハロゲン化物ボンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 (1) 配管 <u>D1 : 48.6mm</u> 本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している48.6mmとする。</p> <p>注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力 *2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量 *3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間</p>		

名	称	B-計装用電気室, B-バッテリー室, 230Vバッテリー室, 充電器室用ハロゲン化物ボンベ出口ヘッダ管
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外	径	mm
		48.6
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は, B-計装用電気室, B-バッテリー室, 230V バッテリー室, 充電器室用ハロゲン化物ボンベのヘッダ管であり, B-計装用電気室, B-バッテリー室, 230V バッテリー室, 充電器室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 1 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.2-1 ハロゲン化物消火設備 (廃棄物処理建物) 主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は, B-計装用電気室, B-バッテリー室, 230V バッテリー室, 充電器室用ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は, B-計装用電気室, B-バッテリー室, 230V バッテリー室, 充電器室用ハロゲン化物ボンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 48.6mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している48.6mmとする。

注記*¹：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*²：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*³：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称		B-バッテリー室供給ライン分岐点 ～ B-バッテリー室
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-計装用電気室、B-バッテリー室、230V バッテリー室、充電器室用ハロゲン化物ポンベのヘッド管とB-バッテリー室を接続する配管であり、B-バッテリー室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 2として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.2-1 ハロゲン化物消火設備（廃棄物処理建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、B-計装用電気室、B-バッテリー室、230V バッテリー室、充電器室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、B-計装用電気室、B-バッテリー室、230V バッテリー室、充電器室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D 2 : 34.0mm</u></p> <p>本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している34.0mmとする。</p> <p>注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力</p> <p>*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量</p> <p>*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間</p>		

名	称	230Vバッテリー室供給ライン分岐点 ～ 230Vバッテリー室	
最高使用圧力	MPa	5.2	
最高使用温度	℃	40	
外	径	mm	48.6/42.7
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B-計装用電気室、B-バッテリー室、230V バッテリー室、充電器室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と 230V バッテリー室を接続する配管であり、230V バッテリー室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，D 3 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.2-1 ハロゲン化物消火設備（廃棄物処理建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、B-計装用電気室、B-バッテリー室、230V バッテリー室、充電器室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、B-計装用電気室、B-バッテリー室、230V バッテリー室、充電器室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>			

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 48.6mm

D3 : 42.7mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している48.6mm, 42.7mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称		充電器室供給ライン分岐点 ～ 充電器室
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-計装用電気室、B-バッテリー室、230V バッテリ室、充電器室用ハロゲン化物ポンベのヘッド管と充電器室を接続する配管であり、充電器室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 2 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.2-1 ハロゲン化物消火設備（廃棄物処理建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、B-計装用電気室、B-バッテリー室、230V バッテリ室、充電器室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、B-計装用電気室、B-バッテリー室、230V バッテリ室、充電器室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D 2 : 34.0mm</u></p> <p>本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を 0.9MPa 以上*¹ 及び消火に必要なハロン 1301 ガス量*² を 30 秒以内*³ に放射可能であることをメーカーにて確認している 34.0mm とする。</p> <p>注記*1：消防法施行規則第 20 条第 1 項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力</p> <p>*2：消防法施行規則第 20 条第 3 項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量</p> <p>*3：消防法施行規則第 20 条第 1 項第三号において定められている放射時間</p>		

名 称		B-計装用電気室供給ライン分岐点 ～ B-計装用電気室
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
外 径	mm	48.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-計装用電気室、B-バッテリー室、230V バッテリー室、充電器室用ハロゲン化物ポンベのヘッド管と B-計装用電気室を接続する配管であり、B-計装用電気室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.2-1 ハロゲン化物消火設備（廃棄物処理建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、B-計装用電気室、B-バッテリー室、230V バッテリー室、充電器室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、B-計装用電気室、B-バッテリー室、230V バッテリー室、充電器室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D 1 : 48.6mm</u></p> <p>本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を 0.9MPa 以上*1 及び消火に必要なハロン 1301 ガス量*2 を 30 秒以内*3 に放射可能であることをメーカーにて確認している 48.6mm とする。</p> <p>注記*1：消防法施行規則第 20 条第 1 項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力</p> <p>*2：消防法施行規則第 20 条第 3 項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量</p> <p>*3：消防法施行規則第 20 条第 1 項第三号において定められている放射時間</p>		

名	称	廃棄物処理建物 A-ケーブル処理室，廃棄物処理建物 B-ケーブル処理室用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外	径	mm
		48.6/76.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は，廃棄物処理建物 A-ケーブル処理室，廃棄物処理建物 B-ケーブル処理室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管であり，廃棄物処理建物 A-ケーブル処理室，廃棄物処理建物 B-ケーブル処理室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，D 4 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.2-1 ハロゲン化物消火設備（廃棄物処理建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は，廃棄物処理建物 A-ケーブル処理室，廃棄物処理建物 B-ケーブル処理室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は，廃棄物処理建物 A-ケーブル処理室，廃棄物処理建物 B-ケーブル処理室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 48.6mm

D4 : 76.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している48.6mm, 76.3mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	廃棄物処理建物 A-ケーブル処理室供給ライン分岐点 ～ 廃棄物処理建物 A-ケーブル処理室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、廃棄物処理建物 A-ケーブル処理室、廃棄物処理建物 B-ケーブル処理室用ハロゲン化物ポンベのヘッド管と廃棄物処理建物 A-ケーブル処理室を接続する配管であり、廃棄物処理建物 A-ケーブル処理室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 4 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.2-1 ハロゲン化物消火設備（廃棄物処理建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、廃棄物処理建物 A-ケーブル処理室、廃棄物処理建物 B-ケーブル処理室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、廃棄物処理建物 A-ケーブル処理室、廃棄物処理建物 B-ケーブル処理室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D 4 : 76.3mm</u></p> <p>本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を 0.9MPa 以上*1 及び消火に必要なハロン 1301 ガス量*2 を 30 秒以内*3 に放射可能であることをメーカーにて確認している 76.3mm とする。</p> <p>注記*1：消防法施行規則第 20 条第 1 項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力</p> <p>*2：消防法施行規則第 20 条第 3 項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量</p> <p>*3：消防法施行規則第 20 条第 1 項第三号において定められている放射時間</p>		

名 称	廃棄物処理建物 B-ケーブル処理室供給ライン分岐点 ～ 廃棄物処理建物 B-ケーブル処理室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、廃棄物処理建物 A-ケーブル処理室、廃棄物処理建物 B-ケーブル処理室用ハロゲン化物ポンベのヘッド管と廃棄物処理建物 B-ケーブル処理室を接続する配管であり、廃棄物処理建物 B-ケーブル処理室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 5 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.2-1 ハロゲン化物消火設備（廃棄物処理建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、廃棄物処理建物 A-ケーブル処理室、廃棄物処理建物 B-ケーブル処理室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、廃棄物処理建物 A-ケーブル処理室、廃棄物処理建物 B-ケーブル処理室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D 5 : 60.5mm</u></p> <p>本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を 0.9MPa 以上*1 及び消火に必要なハロン 1301 ガス量*2 を 30 秒以内*3 に放射可能であることをメーカーにて確認している 60.5mm とする。</p> <p>注記*1：消防法施行規則第 20 条第 1 項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力</p> <p>*2：消防法施行規則第 20 条第 3 項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量</p> <p>*3：消防法施行規則第 20 条第 1 項第三号において定められている放射時間</p>		

名 称	ケーブルシャフトスペース (S I) , ケーブルシャフトスペース (S II) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ボンベ出口ヘッダ管	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は, ケーブルシャフトスペース (S I) , ケーブルシャフトスペース (S II) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ボンベのヘッダ管であり, ケーブルシャフトスペース (S I) , ケーブルシャフトスペース (S II) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1 , 最高使用温度の設定根拠を T 1 , 外径の設定根拠を D 4 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.2-1 ハロゲン化物消火設備 (廃棄物処理建物) 主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は, ケーブルシャフトスペース (S I) , ケーブルシャフトスペース (S II) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は, ケーブルシャフトスペース (S I) , ケーブルシャフトスペース (S II) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ボンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D4 : 76.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称		ケーブルシャフトスペース (S I) 供給ライン分岐点 ～ ケーブルシャフトスペース (S I)
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、ケーブルシャフトスペース (S I) , ケーブルシャフトスペース (S II) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管とケーブルシャフトスペース (S I) を接続する配管であり、ケーブルシャフトスペース (S I) 内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1 , 最高使用温度の設定根拠を T 1 , 外径の設定根拠を D 2 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2. 1. 1. 2. 2-1 ハロゲン化物消火設備 (廃棄物処理建物) 主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、ケーブルシャフトスペース (S I) , ケーブルシャフトスペース (S II) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、ケーブルシャフトスペース (S I) , ケーブルシャフトスペース (S II) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D2 : 34.0mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している34.0mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称		ケーブルシャフトスペース (SII) 供給ライン分岐点 ～ ケーブルシャフトスペース (SII)
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、ケーブルシャフトスペース (SI) , ケーブルシャフトスペース (SII) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管とケーブルシャフトスペース (SII) を接続する配管であり、ケーブルシャフトスペース (SII) 内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1 , 最高使用温度の設定根拠を T 1 , 外径の設定根拠を D 2 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.2-1 ハロゲン化物消火設備 (廃棄物処理建物) 主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、ケーブルシャフトスペース (SI) , ケーブルシャフトスペース (SII) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、ケーブルシャフトスペース (SI) , ケーブルシャフトスペース (SII) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D2 : 34.0mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している34.0mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	A-バッテリー室供給ライン分岐点 ～ A-バッテリー室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、ケーブルシャフトスペース (S I) , ケーブルシャフトスペース (S II) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と A-バッテリー室を接続する配管であり, A-バッテリー室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1 , 最高使用温度の設定根拠を T 1 , 外径の設定根拠を D 2 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2. 1. 1. 2. 2-1 ハロゲン化物消火設備 (廃棄物処理建物) 主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は, ケーブルシャフトスペース (S I) , ケーブルシャフトスペース (S II) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は, ケーブルシャフトスペース (S I) , ケーブルシャフトスペース (S II) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D2 : 34.0mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している34.0mmとする。

注記*¹：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*²：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*³：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	A-計装用電気室供給ライン分岐点 ～ A-計装用電気室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	60.5/48.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、ケーブルシャフトスペース (S I) , ケーブルシャフトスペース (S II) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と A-計装用電気室を接続する配管であり, A-計装用電気室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1 , 最高使用温度の設定根拠を T 1 , 外径の設定根拠を D 1 , D 5 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.2-1 ハロゲン化物消火設備 (廃棄物処理建物) 主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は, ケーブルシャフトスペース (S I) , ケーブルシャフトスペース (S II) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は, ケーブルシャフトスペース (S I) , ケーブルシャフトスペース (S II) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 48.6mm

D5 : 60.5mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している48.6mm, 60.5mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	廃棄物処理建物計算機室供給ライン分岐点 ～ 廃棄物処理建物計算機室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	60.5/48.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、ケーブルシャフトスペース (S I) , ケーブルシャフトスペース (S II) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と廃棄物処理建物計算機室を接続する配管であり, 廃棄物処理建物計算機室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1 , 最高使用温度の設定根拠を T 1 , 外径の設定根拠を D 1 , D 5 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.2-1 ハロゲン化物消火設備 (廃棄物処理建物) 主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は, ケーブルシャフトスペース (S I) , ケーブルシャフトスペース (S II) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は, ケーブルシャフトスペース (S I) , ケーブルシャフトスペース (S II) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 48.6mm

D5 : 60.5mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している48.6mm, 60.5mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称		会議室供給ライン分岐点 ～ 会議室
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、ケーブルシャフトスペース (S I) , ケーブルシャフトスペース (S II) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と会議室を接続する配管であり, 会議室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1 , 最高使用温度の設定根拠を T 1 , 外径の設定根拠を D 2 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.2-1 ハロゲン化物消火設備 (廃棄物処理建物) 主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は, ケーブルシャフトスペース (S I) , ケーブルシャフトスペース (S II) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は, ケーブルシャフトスペース (S I) , ケーブルシャフトスペース (S II) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D2 : 34.0mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している34.0mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称		予備室供給ライン分岐点 ～ 予備室
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、ケーブルシャフトスペース (S I) , ケーブルシャフトスペース (S II) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と予備室を接続する配管であり, 予備室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1 , 最高使用温度の設定根拠を T 1 , 外径の設定根拠を D 2 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.2-1 ハロゲン化物消火設備 (廃棄物処理建物) 主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は, ケーブルシャフトスペース (S I) , ケーブルシャフトスペース (S II) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は, ケーブルシャフトスペース (S I) , ケーブルシャフトスペース (S II) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D2 : 34.0mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している34.0mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称		補助盤室前通路供給ライン分岐点 ～ 補助盤室前通路
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、ケーブルシャフトスペース (S I) , ケーブルシャフトスペース (S II) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と補助盤室前通路を接続する配管であり, 補助盤室前通路内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1 , 最高使用温度の設定根拠を T 1 , 外径の設定根拠を D 2 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.2-1 ハロゲン化物消火設備 (廃棄物処理建物) 主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は, ケーブルシャフトスペース (S I) , ケーブルシャフトスペース (S II) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は, ケーブルシャフトスペース (S I) , ケーブルシャフトスペース (S II) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D2 : 34.0mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している34.0mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	運転員控室供給ライン分岐点 ～ 運転員控室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、ケーブルシャフトスペース (S I) , ケーブルシャフトスペース (S II) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と運転員控室を接続する配管であり, 運転員控室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1 , 最高使用温度の設定根拠を T 1 , 外径の設定根拠を D 2 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2. 1. 1. 2. 2-1 ハロゲン化物消火設備 (廃棄物処理建物) 主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は, ケーブルシャフトスペース (S I) , ケーブルシャフトスペース (S II) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は, ケーブルシャフトスペース (S I) , ケーブルシャフトスペース (S II) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D2 : 34.0mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している34.0mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	中央制御室送風機室用ハロゲン化物ボンベ ～ 中央制御室送風機室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、中央制御室送風機室用ハロゲン化物ボンベと中央制御室送風機室を接続する配管であり、中央制御室送風機室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 6 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.2-1 ハロゲン化物消火設備（廃棄物処理建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、中央制御室送風機室用ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、中央制御室送風機室用ハロゲン化物ボンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D 6 : 114.3mm</u></p> <p>本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を 0.9MPa 以上*¹ 及び消火に必要なハロン 1301 ガス量*² を 30 秒以内*³ に放射可能であることをメーカーにて確認している 114.3mm とする。</p> <p>注記*1：消防法施行規則第 20 条第 1 項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力</p> <p>*2：消防法施行規則第 20 条第 3 項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量</p> <p>*3：消防法施行規則第 20 条第 1 項第三号において定められている放射時間</p>		

名 称	中央制御室非常用再循環送風機室用ハロゲン化物ポンベ ～ 中央制御室非常用再循環送風機室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、中央制御室非常用再循環送風機室用ハロゲン化物ポンベと中央制御室非常用再循環送風機室を接続する配管であり、中央制御室非常用再循環送風機室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 5 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.2-1 ハロゲン化物消火設備（廃棄物処理建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、中央制御室非常用再循環送風機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、中央制御室非常用再循環送風機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D 5 : 60.5mm</u></p> <p>本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を 0.9MPa 以上*1 及び消火に必要なハロン 1301 ガス量*2 を 30 秒以内*3 に放射可能であることをメーカーにて確認している 60.5mm とする。</p> <p>注記*1：消防法施行規則第 20 条第 1 項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力</p> <p>*2：消防法施行規則第 20 条第 3 項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量</p> <p>*3：消防法施行規則第 20 条第 1 項第三号において定められている放射時間</p>		

名 称	コールド計器室用ハロゲン化物ポンベ ～ コールド計器室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	42.7
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、コールド計器室用ハロゲン化物ポンベとコールド計器室を接続する配管であり、コールド計器室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 3 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.2-1 ハロゲン化物消火設備（廃棄物処理建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、コールド計器室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、コールド計器室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D 3 : 42.7mm</u></p> <p>本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を 0.9MPa 以上*1 及び消火に必要なハロン 1301 ガス量*2 を 30 秒以内*3 に放射可能であることをメーカーにて確認している 42.7mm とする。</p> <p>注記*1：消防法施行規則第 20 条第 1 項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力</p> <p>*2：消防法施行規則第 20 条第 3 項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量</p> <p>*3：消防法施行規則第 20 条第 1 項第三号において定められている放射時間</p>		

名	称	補助盤室用ハロゲン化物ポンベ ～ 補助盤室
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外	径	mm
		60.5/76.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、補助盤室用ハロゲン化物ポンベと補助盤室を接続する配管であり、補助盤室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 4，D 5 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.2-1 ハロゲン化物消火設備（廃棄物処理建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、補助盤室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、補助盤室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 4 : 76.3mm

D 5 : 60.5mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mm, 60.5mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名	称	廃棄物処理建物西側階段室，ベント処理装置室，廃棄物処理建物排風機室用ハロゲン化物ボンベ出口ヘッダ管
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外	径	mm
		60.5/76.3/89.1/114.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は，廃棄物処理建物西側階段室，ベント処理装置室，廃棄物処理建物排風機室用ハロゲン化物ボンベのヘッダ管であり，廃棄物処理建物西側階段室，ベント処理装置室，廃棄物処理建物排風機室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1，最高使用温度の設定根拠をT1，外径の設定根拠をD4，D5，D6，D7として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.2-1ハロゲン化物消火設備（廃棄物処理建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は，廃棄物処理建物西側階段室，ベント処理装置室，廃棄物処理建物排風機室用ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は，廃棄物処理建物西側階段室，ベント処理装置室，廃棄物処理建物排風機室用ハロゲン化物ボンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 4 : 76.3mm

D 5 : 60.5mm

D 6 : 114.3mm

D 7 : 89.1mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mm, 60.5mm, 114.3mm, 89.1mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	廃棄物処理建物西側階段室供給ライン分岐点 ～ 廃棄物処理建物西側階段室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、廃棄物処理建物西側階段室、ベント処理装置室、廃棄物処理建物排風機室用ハロゲン化物ポンベのヘッド管と廃棄物処理建物西側階段室を接続する配管であり、廃棄物処理建物西側階段室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 5として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.2-1 ハロゲン化物消火設備（廃棄物処理建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、廃棄物処理建物西側階段室、ベント処理装置室、廃棄物処理建物排風機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、廃棄物処理建物西側階段室、ベント処理装置室、廃棄物処理建物排風機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D 5 : 60.5mm</u></p> <p>本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を 0.9MPa 以上*1 及び消火に必要なハロン 1301 ガス量*2 を 30 秒以内*3 に放射可能であることをメーカーにて確認している 60.5mm とする。</p> <p>注記*1：消防法施行規則第 20 条第 1 項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力</p> <p>*2：消防法施行規則第 20 条第 3 項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量</p> <p>*3：消防法施行規則第 20 条第 1 項第三号において定められている放射時間</p>		

名 称		ベント処理装置室供給ライン分岐点 ～ ベント処理装置室
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	60.5/48.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、廃棄物処理建物西側階段室，ベント処理装置室，廃棄物処理建物排風機室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管とベント処理装置室を接続する配管であり，ベント処理装置室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1，D 5として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.2-1 ハロゲン化物消火設備（廃棄物処理建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は，廃棄物処理建物西側階段室，ベント処理装置室，廃棄物処理建物排風機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は，廃棄物処理建物西側階段室，ベント処理装置室，廃棄物処理建物排風機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 48.6mm

D5 : 60.5mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している48.6mm, 60.5mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	廃棄物処理建物排風機室供給ライン分岐点 ～ 廃棄物処理建物排風機室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、廃棄物処理建物西側階段室、ベント処理装置室、廃棄物処理建物排風機室用ハロゲン化物ポンベのヘッド管と廃棄物処理建物排風機室を接続する配管であり、廃棄物処理建物排風機室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 6 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.2-1 ハロゲン化物消火設備（廃棄物処理建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、廃棄物処理建物西側階段室、ベント処理装置室、廃棄物処理建物排風機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、廃棄物処理建物西側階段室、ベント処理装置室、廃棄物処理建物排風機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D 6 : 114.3mm</u></p> <p>本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を 0.9MPa 以上*1 及び消火に必要なハロン 1301 ガス量*2 を 30 秒以内*3 に放射可能であることをメーカーにて確認している 114.3mm とする。</p> <p>注記*1：消防法施行規則第 20 条第 1 項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力</p> <p>*2：消防法施行規則第 20 条第 3 項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量</p> <p>*3：消防法施行規則第 20 条第 1 項第三号において定められている放射時間</p>		

表 2.1.1.2.2-1 ハロゲン化物消火設備（廃棄物処理建物）主配管の設計仕様表（その1）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
廃棄物処理建物地下1階北側通路用ハロゲン化物ポンベ ～ 廃棄物処理建物地下1階北側通路	5.2	P 1	40	T 1	48.6	D 1
B-計装用電気室, B-バッテリー室, 230Vバッテリー室, 充電器室用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	5.2	P 1	40	T 1	48.6	D 1
B-バッテリー室供給ライン分岐点 ～ B-バッテリー室	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 2
230Vバッテリー室供給ライン分岐点 ～ 230Vバッテリー室	5.2	P 1	40	T 1	48.6	D 1
					42.7	D 3
充電器室供給ライン分岐点 ～ 充電器室	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 2
B-計装用電気室供給ライン分岐点 ～ B-計装用電気室	5.2	P 1	40	T 1	48.6	D 1
廃棄物処理建物 A-ケーブル処理室, 廃棄物処理建物 B-ケーブル処理室用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	5.2	P 1	40	T 1	48.6	D 1
					76.3	D 4

消火系

表 2.1.1.2.2-1 ハロゲン化物消火設備（廃棄物処理建物）主配管の設計仕様表（その2）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
廃棄物処理建物 A-ケーブル処理室供給ライン分岐点 ～ 廃棄物処理建物 A-ケーブル処理室	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 4
廃棄物処理建物 B-ケーブル処理室供給ライン分岐点 ～ 廃棄物処理建物 B-ケーブル処理室	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 5
ケーブルシャフトスペース (S I) , ケーブルシャフトスペース (S II) , A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ボンベ出口ヘッダ管	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 4
ケーブルシャフトスペース (S I) 供給ライン分岐点 ～ ケーブルシャフトスペース (S I)	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 2
ケーブルシャフトスペース (S II) 供給ライン分岐点 ～ ケーブルシャフトスペース (S II)	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 2

表 2.1.1.2.2-1 ハロゲン化物消火設備（廃棄物処理建物）主配管の設計仕様表（その3）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
A-バッテリー室供給ライン 分岐点 ～ A-バッテリー室	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 2
A-計装用電気室供給ライ ン分岐点 ～ A-計装用電気室	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 5
48.6					D 1	
廃棄物処理建物計算機室 供給ライン分岐点 ～ 廃棄物処理建物計算機室	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 5
48.6					D 1	
会議室供給ライン分岐点 ～ 会議室	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 2
予備室供給ライン分岐点 ～ 予備室	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 2
補助盤室前通路供給ライ ン分岐点 ～ 補助盤室前通路	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 2
運転員控室供給ライン分 岐点 ～ 運転員控室	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 2
中央制御室送風機室用ハ ロゲン化物ボンベ ～ 中央制御室送風機室	5.2	P 1	40	T 1	114.3	D 6

表 2.1.1.2.2-1 ハロゲン化物消火設備（廃棄物処理建物）主配管の設計仕様表（その4）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
中央制御室非常用再循環 送風機室用ハロゲン化物 ポンベ ～ 中央制御室非常用再循環 送風機室	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 5
コールド計器室用ハロゲ ン化物ポンベ ～ コールド計器室	5.2	P 1	40	T 1	42.7	D 3
補助盤室用ハロゲン化物 ポンベ ～ 補助盤室	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 5
76.3					D 4	
廃棄物処理建物西側階段 室， ベント処理装置室， 廃棄物処理建物排風機室 用ハロゲン化物ポンベ出 口ヘッダ管	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 5
					76.3	D 4
					89.1	D 7
					114.3	D 6
廃棄物処理建物西側階段 室供給ライン分岐点 ～ 廃棄物処理建物西側階段 室	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 5
ベント処理装置室供給ラ イン分岐点 ～ ベント処理装置室	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 5
					48.6	D 1
廃棄物処理建物排風機室 供給ライン分岐点 ～ 廃棄物処理建物排風機室	5.2	P 1	40	T 1	114.3	D 6

S2 補 VI-1-1-5-8-2 R1

2.1.1.2.3 制御室建物

名	称	制御室建物計算機室西側通路，制御室建物計算機室用ハロゲン化物ボンベ
容	量	ℓ/個
68 以上 (68)		
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個	数	—
4		

【設 定 根 拠】

(概 要)

火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する制御室建物計算機室西側通路，制御室建物計算機室用ハロゲン化物ボンベは，以下の機能を有する。

ハロゲン化物ボンベは，火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう，火災の影響を限定し，早期の消火を行うために設置する。

1. 容量の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの容量は，高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから，当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は，ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は，消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき，40℃とする。

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ポンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、消防法で要求される必要なポンベ個数を設置する設計とする。また、系統分離対策が必要な火災区域は、容器弁の単一故障を考慮し、消防法で要求される必要なポンベ個数*より1個多い4個のポンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第20条第3項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名	称	制御室建物 A-ケーブル処理室, 制御室建物 B-ケーブル処理室用ハロゲン化物ボンベ
容	量	ℓ/個
68 以上 (68)		
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個	数	—
4		
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する制御室建物 A-ケーブル処理室, 制御室建物 B-ケーブル処理室用ハロゲン化物ボンベは, 以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは, 火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう, 火災の影響を限定し, 早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの容量は, 高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから, 当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は, ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は, 消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき, 40℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ポンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、各消火対象区画のうち最も多くの消火剤量を必要とするポンベ個数を設置する設計とする。また、系統分離対策が必要な火災区域は、容器弁の単一故障を考慮し、消防法で要求される必要なポンベ個数*より 1 個多い 4 個のポンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名 称	制御室建物計算機室西側通路，制御室建物計算機室用ハロゲン化物ポンベ ～ 制御室建物計算機室西側通路，制御室建物計算機室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	42.7/48.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は，制御室建物計算機室西側通路，制御室建物計算機室用ハロゲン化物ポンベと制御室建物計算機室西側通路，制御室建物計算機室を接続する配管であり，制御室建物計算機室西側通路，制御室建物計算機室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，D 2 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.3-1 ハロゲン化物消火設備（制御室建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は，制御室建物計算機室西側通路，制御室建物計算機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は，制御室建物計算機室西側通路，制御室建物計算機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 1 : 42.7mm

D 2 : 48.6mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を 0.9MPa 以上*¹ 及び消火に必要なハロン 1301 ガス量*²を 30 秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している 42.7mm, 48.6mm とする。

注記*1：消防法施行規則第 20 条第 1 項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第 20 条第 3 項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第 20 条第 1 項第三号において定められている放射時間

名 称	制御室建物 A-ケーブル処理室, 制御室建物 B-ケーブル処理室用ハロゲン化物ボンベ出口ヘッダ管	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は, 制御室建物 A-ケーブル処理室, 制御室建物 B-ケーブル処理室用ハロゲン化物ボンベのヘッダ管であり, 制御室建物 A-ケーブル処理室, 制御室建物 B-ケーブル処理室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 3 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2. 1. 1. 2. 3-1 ハロゲン化物消火設備 (制御室建物) 主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は, 制御室建物 A-ケーブル処理室, 制御室建物 B-ケーブル処理室用ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は, 制御室建物 A-ケーブル処理室, 制御室建物 B-ケーブル処理室用ハロゲン化物ボンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D 3 : 60.5mm</u></p> <p>本配管の外径は, 噴射ヘッドの放射圧力を 0.9MPa 以上*1 及び消火に必要なハロン 1301 ガス量*2 を 30 秒以内*3 に放射可能であることをメーカーにて確認している 60.5mm とする。</p> <p>注記*1 : 消防法施行規則第 20 条第 1 項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力</p> <p>*2 : 消防法施行規則第 20 条第 3 項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量</p> <p>*3 : 消防法施行規則第 20 条第 1 項第三号において定められている放射時間</p>		

名	称	制御室建物 A-ケーブル処理室供給ライン分岐点 ～ 制御室建物 A-ケーブル処理室	
最高使用圧力	MPa	5.2	
最高使用温度	℃	40	
外	径	mm	60.5
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、制御室建物 A-ケーブル処理室、制御室建物 B-ケーブル処理室用ハロゲン化物ポンベのヘッド管と制御室建物 A-ケーブル処理室を接続する配管であり、制御室建物 A-ケーブル処理室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 3 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.3-1 ハロゲン化物消火設備（制御室建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、制御室建物 A-ケーブル処理室、制御室建物 B-ケーブル処理室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、制御室建物 A-ケーブル処理室、制御室建物 B-ケーブル処理室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D 3 : 60.5mm</u></p> <p>本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を 0.9MPa 以上*1 及び消火に必要なハロン 1301 ガス量*2 を 30 秒以内*3 に放射可能であることをメーカーにて確認している 60.5mm とする。</p> <p>注記*1：消防法施行規則第 20 条第 1 項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力</p> <p>*2：消防法施行規則第 20 条第 3 項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量</p> <p>*3：消防法施行規則第 20 条第 1 項第三号において定められている放射時間</p>			

名 称	制御室建物 B-ケーブル処理室供給ライン分岐点 ～ 制御室建物 B-ケーブル処理室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、制御室建物 A-ケーブル処理室、制御室建物 B-ケーブル処理室用ハロゲン化物ポンベのヘッド管と制御室建物 B-ケーブル処理室を接続する配管であり、制御室建物 B-ケーブル処理室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 3 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2. 1. 1. 2. 3-1 ハロゲン化物消火設備（制御室建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、制御室建物 A-ケーブル処理室、制御室建物 B-ケーブル処理室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、制御室建物 A-ケーブル処理室、制御室建物 B-ケーブル処理室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D 3 : 60.5mm</u></p> <p>本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を 0.9MPa 以上*1 及び消火に必要なハロン 1301 ガス量*2 を 30 秒以内*3 に放射可能であることをメーカーにて確認している 60.5mm とする。</p> <p>注記*1：消防法施行規則第 20 条第 1 項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力</p> <p>*2：消防法施行規則第 20 条第 3 項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量</p> <p>*3：消防法施行規則第 20 条第 1 項第三号において定められている放射時間</p>		

表 2.1.1.2.3-1 ハロゲン化物消火設備（制御室建物）主配管の設計仕様表

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
消 火 系	制御室建物計算機室西側 通路，制御室建物計算機 室用ハロゲン化物ポンベ ～ 制御室建物計算機室西側 通路，制御室建物計算機 室	5.2	P 1	40	T 1	42.7	D 1
	48.6					D 2	
	制御室建物 A-ケーブル処 理室，制御室建物 B-ケー ブル処理室用ハロゲン化 物ポンベ出口ヘッダ管	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 3
	制御室建物 A-ケーブル処 理室供給ライン分岐点 ～ 制御室建物 A-ケーブル処 理室	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 3
制御室建物 B-ケーブル処 理室供給ライン分岐点 ～ 制御室建物 B-ケーブル処 理室	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 3	

2.1.1.2.4 タービン建物

名 称	SⅠケーブルダクト室, SⅡケーブルダクト室用ハロゲン化物ボンベ	
容 量	ℓ/個	24以上(24)
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
個 数	—	5

【設 定 根 拠】

(概 要)

火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する SⅠケーブルダクト室, SⅡケーブルダクト室用ハロゲン化物ボンベは, 以下の機能を有する。

ハロゲン化物ボンベは, 火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう, 火災の影響を限定し, 早期の消火を行うために設置する。

1. 容量の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの容量は, 高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから, 当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 24ℓ/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ 24ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は, ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は, 消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき, 40℃とする。

【設定根拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ポンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、各消火対象区画のうち最も多くの消火剤量を必要とするポンベ個数を設置する設計とする。また、系統分離対策が必要な火災区域は、容器弁の単一故障を考慮し、消防法で要求される必要なポンベ個数*より 1 個多い 5 個のポンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名	称	タービン建物地下1階工具室，封水回収ポンプ室，復水系配管室用ハロゲン化物ボンベ
容	量	ℓ/個
		68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個	数	—
		14

【設 定 根 拠】

(概 要)

火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置するタービン建物地下1階工具室，封水回収ポンプ室，復水系配管室用ハロゲン化物ボンベは，以下の機能を有する。

ハロゲン化物ボンベは，火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう，火災の影響を限定し，早期の消火を行うために設置する。

1. 容量の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの容量は，高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから，当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は，ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は，消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき，40℃とする。

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、各消火対象区画のうち最も多くの消火剤量を必要とするボンベ個数*である 14 個のボンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名 称	グラント蒸気排ガスフィルタ室, SGT配管ダクト室用ハロゲン化物ボンベ	
容 量	ℓ/個	68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	2

【設 定 根 拠】

(概 要)

火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置するグラント蒸気排ガスフィルタ室, SGT 配管ダクト室用ハロゲン化物ボンベは, 以下の機能を有する。

ハロゲン化物ボンベは, 火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう, 火災の影響を限定し, 早期の消火を行うために設置する。

1. 容量の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの容量は, 高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから, 当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は, ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は, 消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき, 40℃とする。

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ボンベは, 火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう, 火災の影響を限定し, 早期の消火を行うために, 各消火対象区画のうち最も多くの消火剤量を必要とするボンベ個数*である 2 個のボンベを設置する設計とする。

注記* : 消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名 称	電動機駆動原子炉給水ポンプ南西ケーブル室用ハロゲン化物ボンベ		
容 量	ℓ/個	24 以上 (24)	68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2	
最 高 使 用 温 度	℃	40	
個 数	—	1	3

【設 定 根 拠】

(概 要)

火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する電動機駆動原子炉給水ポンプ南西ケーブル室用ハロゲン化物ボンベは、以下の機能を有する。

ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。

1. 容量の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから、当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 24ℓ/個以上、68ℓ/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ 24ℓ/個、68ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は、ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は、消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき、40℃とする。

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、各消火対象区画のうち最も多くの消火剤量を必要とするボンベ個数*である 24ℓ容器 1 個、68ℓ容器 3 個のボンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名	称	海水配管室, TCW熱交換器室用ハロゲン化物ポンベ
容	量	ℓ/個
68 以上 (68)		
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個	数	—
20		
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する海水配管室, TCW 熱交換器室用ハロゲン化物ポンベは, 以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ポンベは, 火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう, 火災の影響を限定し, 早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠 ハロゲン化物ポンベの容量は, 高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ポンベを使用することから, 当該ポンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠 ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力は, ポンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠 ハロゲン化物ポンベの最高使用温度は, 消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき, 40℃とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 ハロゲン化物ポンベは, 火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう, 火災の影響を限定し, 早期の消火を行うために, 消防法で要求される必要なポンベ個数*である 20 個のポンベを設置する設計とする。</p> <p>注記* : 消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出</p>		

名	称	タービン建物南西側階段室用ハロゲン化物ボンベ
容	量	ℓ/個
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
個	数	—
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置するタービン建物南西側階段室用ハロゲン化物ボンベは、以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから、当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は、ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は、消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき、40℃とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、消防法で要求される必要なボンベ個数*である 3 個のボンベを設置する設計とする。</p> <p>注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出</p>		

名 称	S I ケーブルダクト室, S II ケーブルダクト室用ハロゲン化物ボンベ出口ヘッダ管	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	42.7
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は, S I ケーブルダクト室, S II ケーブルダクト室用ハロゲン化物ボンベのヘッダ管であり, S I ケーブルダクト室, S II ケーブルダクト室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 1 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2. 1. 1. 2. 4-1 ハロゲン化物消火設備 (タービン建物) 主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は, S I ケーブルダクト室, S II ケーブルダクト室用ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は, S I ケーブルダクト室, S II ケーブルダクト室用ハロゲン化物ボンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D 1 : 42.7mm</u></p> <p>本配管の外径は, 噴射ヘッドの放射圧力を 0.9MPa 以上*1 及び消火に必要なハロン 1301 ガス量*2 を 30 秒以内*3 に放射可能であることをメーカーにて確認している 42.7mm とする。</p> <p>注記*1 : 消防法施行規則第 20 条第 1 項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力</p> <p>*2 : 消防法施行規則第 20 条第 3 項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量</p> <p>*3 : 消防法施行規則第 20 条第 1 項第三号において定められている放射時間</p>		

名 称	SⅡケーブルダクト室供給ライン分岐点 ～ SⅡケーブルダクト室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	42.7
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、SⅠケーブルダクト室、SⅡケーブルダクト室用ハロゲン化物ボンベのヘッダ管とSⅡケーブルダクト室を接続する配管であり、SⅡケーブルダクト室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD1として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.4-1ハロゲン化物消火設備（タービン建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、SⅠケーブルダクト室、SⅡケーブルダクト室用ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、SⅠケーブルダクト室、SⅡケーブルダクト室用ハロゲン化物ボンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D1 : 42.7mm</u></p> <p>本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している42.7mmとする。</p> <p>注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力</p> <p>*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量</p> <p>*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間</p>		

名 称	S I ケーブルダクト室供給ライン分岐点 ～ S I ケーブルダクト室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、S I ケーブルダクト室、S II ケーブルダクト室用ハロゲン化物ボンベのヘッダ管と S I ケーブルダクト室を接続する配管であり、S I ケーブルダクト室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 2 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2. 1. 1. 2. 4-1 ハロゲン化物消火設備（タービン建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、S I ケーブルダクト室、S II ケーブルダクト室用ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、S I ケーブルダクト室、S II ケーブルダクト室用ハロゲン化物ボンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D 2 : 34.0mm</u></p> <p>本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を 0.9MPa 以上*¹ 及び消火に必要なハロン 1301 ガス量*² を 30 秒以内*³ に放射可能であることをメーカーにて確認している 34.0mm とする。</p> <p>注記*¹ : 消防法施行規則第 20 条第 1 項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力</p> <p>*² : 消防法施行規則第 20 条第 3 項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量</p> <p>*³ : 消防法施行規則第 20 条第 1 項第三号において定められている放射時間</p>		

名 称	タービン建物地下1階工具室，封水回収ポンプ室，復水系配管室用ハロゲン化物ボンベ出口ヘッダ管	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3/114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は，タービン建物地下1階工具室，封水回収ポンプ室，復水系配管室用ハロゲン化物ボンベのヘッダ管であり，タービン建物地下1階工具室，封水回収ポンプ室，復水系配管室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1，最高使用温度の設定根拠をT1，外径の設定根拠をD3，D4として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.4-1ハロゲン化物消火設備（タービン建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は，タービン建物地下1階工具室，封水回収ポンプ室，復水系配管室用ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は，タービン建物地下1階工具室，封水回収ポンプ室，復水系配管室用ハロゲン化物ボンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 3 : 76.3mm

D 4 : 114.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を 0.9MPa 以上*¹ 及び消火に必要なハロン 1301 ガス量*² を 30 秒以内*³ に放射可能であることをメーカーにて確認している 76.3mm, 114.3mm とする。

注記*1：消防法施行規則第 20 条第 1 項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第 20 条第 3 項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第 20 条第 1 項第三号において定められている放射時間

名	称	タービン建物地下1階工具室供給ライン分岐点 ～ タービン建物地下1階工具室
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外	径	mm
		60.5/42.7
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、タービン建物地下1階工具室、封水回収ポンプ室、復水系配管室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管とタービン建物地下1階工具室を接続する配管であり、タービン建物地下1階工具室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD1、D5として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.4-1ハロゲン化物消火設備（タービン建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、タービン建物地下1階工具室、封水回収ポンプ室、復水系配管室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、タービン建物地下1階工具室、封水回収ポンプ室、復水系配管室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 42.7mm

D5 : 60.5mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している42.7mm, 60.5mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称		封水回収ポンプ室供給ライン分岐点 ～ 封水回収ポンプ室
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、タービン建物地下1階工具室、封水回収ポンプ室、復水系配管室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と封水回収ポンプ室を接続する配管であり、封水回収ポンプ室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD4として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.4-1ハロゲン化物消火設備（タービン建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、タービン建物地下1階工具室、封水回収ポンプ室、復水系配管室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、タービン建物地下1階工具室、封水回収ポンプ室、復水系配管室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D4 : 114.3mm</u></p> <p>本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している114.3mmとする。</p> <p>注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力</p> <p>*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量</p> <p>*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間</p>		

名 称		復水系配管室供給ライン分岐点 ～ 復水系配管室
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
外 径	mm	76.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、タービン建物地下1階工具室、封水回収ポンプ室、復水系配管室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と復水系配管室を接続する配管であり、復水系配管室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD3として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.4-1ハロゲン化物消火設備（タービン建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、タービン建物地下1階工具室、封水回収ポンプ室、復水系配管室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、タービン建物地下1階工具室、封水回収ポンプ室、復水系配管室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D3 : 76.3mm</u></p> <p>本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mmとする。</p> <p>注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力</p> <p>*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量</p> <p>*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間</p>		

名	称	グラント蒸気排ガスフィルタ室, SGT 配管ダクト室用ハロゲン化物ボンベ出口ヘッダ管
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外	径	mm
		34.0
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、グラント蒸気排ガスフィルタ室, SGT 配管ダクト室用ハロゲン化物ボンベのヘッダ管であり、グラント蒸気排ガスフィルタ室, SGT 配管ダクト室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 2 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.4-1 ハロゲン化物消火設備 (タービン建物) 主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、グラント蒸気排ガスフィルタ室, SGT 配管ダクト室用ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、グラント蒸気排ガスフィルタ室, SGT 配管ダクト室用ハロゲン化物ボンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D 2 : 34.0mm</u></p> <p>本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を 0.9MPa 以上*1 及び消火に必要なハロン 1301 ガス量*2 を 30 秒以内*3 に放射可能であることをメーカーにて確認している 34.0mm とする。</p> <p>注記*1 : 消防法施行規則第 20 条第 1 項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力</p> <p>*2 : 消防法施行規則第 20 条第 3 項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量</p> <p>*3 : 消防法施行規則第 20 条第 1 項第三号において定められている放射時間</p>		

名 称		グラント蒸気排ガスフィルタ室供給ライン分岐点 ～ グラント蒸気排ガスフィルタ室
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、グラント蒸気排ガスフィルタ室、SGT 配管ダクト室用ハロゲン化物ポンベのヘッド管とグラント蒸気排ガスフィルタ室を接続する配管であり、グラント蒸気排ガスフィルタ室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 2 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.4-1 ハロゲン化物消火設備（タービン建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、グラント蒸気排ガスフィルタ室、SGT 配管ダクト室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、グラント蒸気排ガスフィルタ室、SGT 配管ダクト室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D 2 : 34.0mm</u></p> <p>本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を 0.9MPa 以上*1 及び消火に必要なハロン 1301 ガス量*2 を 30 秒以内*3 に放射可能であることをメーカーにて確認している 34.0mm とする。</p> <p>注記*1：消防法施行規則第 20 条第 1 項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力</p> <p>*2：消防法施行規則第 20 条第 3 項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量</p> <p>*3：消防法施行規則第 20 条第 1 項第三号において定められている放射時間</p>		

名 称	SGT 配管ダクト室供給ライン分岐点 ～ SGT 配管ダクト室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、グラウンド蒸気排ガスフィルタ室、SGT 配管ダクト室用ハロゲン化物ポンベのヘッド管と SGT 配管ダクト室を接続する配管であり、SGT 配管ダクト室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 2 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.4-1 ハロゲン化物消火設備（タービン建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、グラウンド蒸気排ガスフィルタ室、SGT 配管ダクト室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、グラウンド蒸気排ガスフィルタ室、SGT 配管ダクト室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D 2 : 34.0mm</u></p> <p>本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を 0.9MPa 以上*1 及び消火に必要なハロン 1301 ガス量*2 を 30 秒以内*3 に放射可能であることをメーカーにて確認している 34.0mm とする。</p> <p>注記*1：消防法施行規則第 20 条第 1 項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力</p> <p>*2：消防法施行規則第 20 条第 3 項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量</p> <p>*3：消防法施行規則第 20 条第 1 項第三号において定められている放射時間</p>		

名 称	電動機駆動原子炉給水ポンプ南西ケーブル室用ハロゲン化物ボンベ出口ヘッダ管	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	48.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、電動機駆動原子炉給水ポンプ南西ケーブル室用ハロゲン化物ボンベのヘッダ管であり、電動機駆動原子炉給水ポンプ南西ケーブル室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 6 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.4-1 ハロゲン化物消火設備（タービン建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、電動機駆動原子炉給水ポンプ南西ケーブル室用ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、電動機駆動原子炉給水ポンプ南西ケーブル室用ハロゲン化物ボンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D 6 : 48.6mm</u></p> <p>本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を 0.9MPa 以上*1 及び消火に必要なハロン 1301 ガス量*2 を 30 秒以内*3 に放射可能であることをメーカーにて確認している 48.6mm とする。</p> <p>注記*1：消防法施行規則第 20 条第 1 項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力</p> <p>*2：消防法施行規則第 20 条第 3 項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量</p> <p>*3：消防法施行規則第 20 条第 1 項第三号において定められている放射時間</p>		

名 称	電動機駆動原子炉給水ポンプ南西ケーブル室供給ライン 分岐点 ～ 電動機駆動原子炉給水ポンプ南西ケーブル室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、電動機駆動原子炉給水ポンプ南西ケーブル室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と電動機駆動原子炉給水ポンプ南西ケーブル室を接続する配管であり、電動機駆動原子炉給水ポンプ南西ケーブル室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 2 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.4-1 ハロゲン化物消火設備（タービン建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、電動機駆動原子炉給水ポンプ南西ケーブル室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、電動機駆動原子炉給水ポンプ南西ケーブル室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D2 : 34.0mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している34.0mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	海水配管室, TCW 熱交換器室用ハロゲン化物ポンベ ～ TCW 熱交換器室, 海水配管室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3/114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は, 海水配管室, TCW 熱交換器室用ハロゲン化物ポンベと TCW 熱交換器室, 海水配管室を接続する配管であり, TCW 熱交換器室, 海水配管室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 3, D 4 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.4-1 ハロゲン化物消火設備 (タービン建物) 主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は, 海水配管室, TCW 熱交換器室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は, 海水配管室, TCW 熱交換器室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D3 : 76.3mm

D4 : 114.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mm, 114.3mmとする。

注記*1: 消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2: 消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3: 消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	タービン建物南西側階段室用ハロゲン化物ポンベ ～ タービン建物南西側階段室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	48.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、タービン建物南西側階段室用ハロゲン化物ポンベとタービン建物南西側階段室を接続する配管であり、タービン建物南西側階段室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 6 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.4-1 ハロゲン化物消火設備（タービン建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、タービン建物南西側階段室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、タービン建物南西側階段室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D 6 : 48.6mm</u></p> <p>本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を 0.9MPa 以上*1 及び消火に必要なハロン 1301 ガス量*2 を 30 秒以内*3 に放射可能であることをメーカーにて確認している 48.6mm とする。</p> <p>注記*1：消防法施行規則第 20 条第 1 項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力</p> <p>*2：消防法施行規則第 20 条第 3 項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量</p> <p>*3：消防法施行規則第 20 条第 1 項第三号において定められている放射時間</p>		

表 2.1.1.2.4-1 ハロゲン化物消火設備（タービン建物）主配管の設計仕様表（その1）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
S I ケーブルダクト室, S II ケーブルダクト室用ハロゲン化物ボンベ出口ヘッダ管	5.2	P 1	40	T 1	42.7	D 1
S II ケーブルダクト室供給ライン分岐点 ～ S II ケーブルダクト室	5.2	P 1	40	T 1	42.7	D 1
S I ケーブルダクト室供給ライン分岐点 ～ S I ケーブルダクト室	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 2
タービン建物地下1階工 具室, 封水回収ポンプ 室, 復水系配管室用ハロ ゲン化物ボンベ出口ヘッ ダ管	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 3
					114.3	D 4
タービン建物地下1階工 具室供給ライン分岐点 ～ タービン建物地下1階工 具室	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 5
					42.7	D 1
封水回収ポンプ室供給ラ イン分岐点 ～ 封水回収ポンプ室	5.2	P 1	40	T 1	114.3	D 4
復水系配管室供給ライン 分岐点 ～ 復水系配管室	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 3

表 2.1.1.2.4-1 ハロゲン化物消火設備（タービン建物）主配管の設計仕様表（その2）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
消 火 系	グラント蒸気排ガスフイ ルタ室, SGT 配管ダクト室 用ハロゲン化物ボンベ出 口ヘッダ管	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 2
	グラント蒸気排ガスフイ ルタ室供給ライン分岐点 ～ グラント蒸気排ガスフイ ルタ室	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 2
	SGT 配管ダクト室供給ライ ン分岐点 ～ SGT 配管ダクト室	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 2
	電動機駆動原子炉給水ポ ンプ南西ケーブル室用ハ ロゲン化物ボンベ出口ヘ ッダ管	5.2	P 1	40	T 1	48.6	D 6
	電動機駆動原子炉給水ポ ンプ南西ケーブル室供給 ライン分岐点 ～ 電動機駆動原子炉給水ポ ンプ南西ケーブル室	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 2
	海水配管室, TCW 熱交換器 室用ハロゲン化物ボンベ ～ TCW 熱交換器室, 海水配管 室	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 3
						114.3	D 4
	タービン建物南西側階段 室用ハロゲン化物ボンベ ～ タービン建物南西側階段 室	5.2	P 1	40	T 1	48.6	D 6

2.1.1.2.5 ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクエリア

名 称	B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ室, B-非常用ディーゼル発電機燃料移送配管トレンチ用ハロゲン化物ポンベ	
容 量	ℓ/個	68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ室, B-非常用ディーゼル発電機燃料移送配管トレンチ用ハロゲン化物ポンベは, 以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ポンベは, 火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう, 火災の影響を限定し, 早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠 ハロゲン化物ポンベの容量は, 高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ポンベを使用することから, 当該ポンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠 ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力は, ポンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠 ハロゲン化物ポンベの最高使用温度は, 消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき, 40℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、各消火対象区画のうち最も多くの消火剤量を必要とするボンベ個数*である2個のボンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第20条第3項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名 称	B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ室，B-非常用ディーゼル発電機燃料移送配管トレンチ用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	42.7
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は，B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ室，B-非常用ディーゼル発電機燃料移送配管トレンチ用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管であり，B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ室，B-非常用ディーゼル発電機燃料移送配管トレンチ内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.5-1 ハロゲン化物消火設備（ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクエリア）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は，B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ室，B-非常用ディーゼル発電機燃料移送配管トレンチ用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は，B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ室，B-非常用ディーゼル発電機燃料移送配管トレンチ用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 42.7mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している42.7mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	B-非常用ディーゼル発電機燃料移送配管トレンチ供給ライン分岐点 ～ B-非常用ディーゼル発電機燃料移送配管トレンチ	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ室、B-非常用ディーゼル発電機燃料移送配管トレンチ用ハロゲン化物ポンベのヘッド管と B-非常用ディーゼル発電機燃料移送配管トレンチを接続する配管であり、B-非常用ディーゼル発電機燃料移送配管トレンチ内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 2 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.5-1 ハロゲン化物消火設備（ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクエリア）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ室、B-非常用ディーゼル発電機燃料移送配管トレンチ用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ室、B-非常用ディーゼル発電機燃料移送配管トレンチ用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D2 : 34.0mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している34.0mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名	称	B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ室供給ライン 分岐点 ～ B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ室	
最高使用圧力	MPa	5.2	
最高使用温度	℃	40	
外	径	mm	42.7
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ室、B-非常用ディーゼル発電機燃料移送配管トレンチ用ハロゲン化物ポンベのヘッド管とB-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ室を接続する配管であり、B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.5-1 ハロゲン化物消火設備（ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクエリア）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ室、B-非常用ディーゼル発電機燃料移送配管トレンチ用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ室、B-非常用ディーゼル発電機燃料移送配管トレンチ用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃とする。</p>			

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 42.7mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している42.7mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

表 2.1.1.2.5-1 ハロゲン化物消火設備（ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクエリア）

主配管の設計仕様表

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
消 火 系	B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ室，B-非常用ディーゼル発電機燃料移送配管トレンチ用ハロゲン化物ボンベ出口ヘッダ管	5.2	P 1	40	T 1	42.7	D 1
	B-非常用ディーゼル発電機燃料移送配管トレンチ供給ライン分岐点 ～ B-非常用ディーゼル発電機燃料移送配管トレンチ	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 2
	B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ室供給ライン分岐点 ～ B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ室	5.2	P 1	40	T 1	42.7	D 1

S2 補 VI-1-1-5-8-2 R1

2.1.1.2.6 格納槽

名 称	第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器室用ハロゲン化物ボンベ	
容 量	ℓ/個	24 以上 (24)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	1

【設 定 根 拠】

(概 要)

火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器室用ハロゲン化物ボンベは、以下の機能を有する。

ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。

1. 容量の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから、当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である24ℓ/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ24ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は、ボンベを設置する場所の周囲最高温度40℃における容器内圧と同じ5.2MPaとする。

3. 最高使用温度の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は、消防法施行規則第20条第4項第四号に基づき、40℃とする。

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、消防法で要求される必要なボンベ個数*である1個のボンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第20条第3項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名 称	第1ベントフィルタ格納槽， 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽用ハロゲン化物ボンベ	
容 量	ℓ/個	68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	8
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する第1ベントフィルタ格納槽， 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽用ハロゲン化物ボンベは， 以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは， 火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう， 火災の影響を限定し， 早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの容量は， 高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから， 当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は， ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は， 消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき， 40℃とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベは， 火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう， 火災の影響を限定し， 早期の消火を行うために， 各消火対象区画のうち最も多くの消火剤量を必要とするボンベ個数*である 8 個のボンベを設置する設計とする。</p> <p>注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出</p>		

名	称	第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器室用ハロゲン化物ポンベ ～ 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器室	
最高使用圧力	MPa	5.2	
最高使用温度	℃	40	
外	径	mm	34.0
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器室用ハロゲン化物ポンベと第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器室を接続する配管であり、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD1として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.6-1ハロゲン化物消火設備（格納槽）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>			

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 34.0mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している34.0mmとする。

注記*¹：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*²：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*³：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名	称	第1ベントフィルタ格納槽，低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽用ハロゲン化物ボンベ出口ヘッダ管
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外	径	mm
		76.3/89.1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は，第1ベントフィルタ格納槽，低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽用ハロゲン化物ボンベのヘッダ管であり，第1ベントフィルタ格納槽，低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1，最高使用温度の設定根拠をT1，外径の設定根拠をD2，D3として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.6-1ハロゲン化物消火設備（格納槽）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は，第1ベントフィルタ格納槽，低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽用ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は，第1ベントフィルタ格納槽，低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽用ハロゲン化物ボンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 2 : 76.3mm

D 3 : 89.1mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mm, 89.1mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名	称	第1ベントフィルタ格納槽供給ライン分岐点 ～ 第1ベントフィルタ格納槽
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外	径	mm
		89.1/76.3/60.5/42.7
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、第1ベントフィルタ格納槽、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽用ハロゲン化物ポンベのヘッド管と第1ベントフィルタ格納槽を接続する配管であり、第1ベントフィルタ格納槽内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD2、D3、D4、D5として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.6-1ハロゲン化物消火設備（格納槽）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、第1ベントフィルタ格納槽、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、第1ベントフィルタ格納槽、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 2 : 76.3mm

D 3 : 89.1mm

D 4 : 60.5mm

D 5 : 42.7mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mm, 89.1mm, 60.5mm, 42.7mmとする。

注記*1: 消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2: 消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3: 消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽供給ライン分岐点 ～ 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、第1ベントフィルタ格納槽、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽用ハロゲン化物ポンベのヘッド管と低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽を接続する配管であり、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD2として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.6-1ハロゲン化物消火設備（格納槽）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、第1ベントフィルタ格納槽、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、第1ベントフィルタ格納槽、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D2 : 76.3mm</u></p> <p>本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mmとする。</p> <p>注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力</p> <p>*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量</p> <p>*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間</p>		

表 2.1.1.2.6-1 ハロゲン化物消火設備（格納槽）主配管の設計仕様表

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
消 火 系	第1ベントフィルタ銀ゼオ ライト容器室用ハロゲン 化物ポンベ ～ 第1ベントフィルタ銀ゼ オライト容器室	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 1
	第1ベントフィルタ格納 槽， 低圧原子炉代替注水 ポンプ格納槽用ハロゲン 化物ポンベ出口ヘッダ管	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 2
						89.1	D 3
	第1ベントフィルタ格納 槽供給ライン分岐点 ～ 第1ベントフィルタ格納 槽	5.2	P 1	40	T 1	89.1	D 3
						76.3	D 2
						60.5	D 4
						42.7	D 5
	低圧原子炉代替注水ポン プ格納槽供給ライン分岐 点 ～ 低圧原子炉代替注水ポン プ格納槽	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 2

2.1.1.2.7 ガスタービン発電機建物

名 称	2号-ガスタービン発電機制御盤室, 2号-蓄電池室 (北側), 2号-蓄電池室 (南側), 2号-ハッチ室, 2号-蓄電池室空調機室, 2号-電気品室, 2号-常用空調機室用ハロゲン化物ボンベ	
容 量	ℓ/個	68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	9
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する 2 号-ガスタービン発電機制御盤室, 2 号-蓄電池室 (北側), 2 号-蓄電池室 (南側), 2 号-ハッチ室, 2 号-蓄電池室空調機室, 2 号-電気品室, 2 号-常用空調機室用ハロゲン化物ボンベは, 以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは, 火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう, 火災の影響を限定し, 早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの容量は, 高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから, 当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は, ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は, 消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき, 40℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、各消火対象区画のうち最も多くの消火剤量を必要とするボンベ個数*である9個のボンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第20条第3項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名 称	2号-ガスタービン発電機室用ハロゲン化物ボンベ	
容 量	ℓ/個	68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	8
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する 2 号-ガスタービン発電機室用ハロゲン化物ボンベは、以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから、当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は、ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は、消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき、40℃とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、消防法で要求される必要なボンベ個数*である 8 個のボンベを設置する設計とする。</p> <p>注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出</p>		

名 称	予備-ガスタービン発電機制御盤室，予備-蓄電池室（北側），予備-蓄電池室（南側），予備-ハッチ室，予備-蓄電池室空調機室，予備-電気品室，予備-常用空調機室用ハロゲン化物ボンベ	
容 量	ℓ/個	68 以上 (68)
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	9
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する予備-ガスタービン発電機制御盤室，予備-蓄電池室（北側），予備-蓄電池室（南側），予備-ハッチ室，予備-蓄電池室空調機室，予備-電気品室，予備-常用空調機室用ハロゲン化物ボンベは，以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは，火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう，火災の影響を限定し，早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの容量は，高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから，当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は，ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は，消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき，40℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、各消火対象区画のうち最も多くの消火剤量を必要とするボンベ個数*である9個のボンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第20条第3項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名	称	予備-ガスタービン発電機室用ハロゲン化物ポンベ
容	量	ℓ/個
最高使用圧力	MPa	68 以上 (68)
最高使用温度	℃	5.2
個	数	40
		8
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する予備-ガスタービン発電機室用ハロゲン化物ポンベは、以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ポンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ポンベの容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ポンベを使用することから、当該ポンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力は、ポンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ポンベの最高使用温度は、消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき、40℃とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠</p> <p>ハロゲン化物ポンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、消防法で要求される必要なポンベ個数*である 8 個のポンベを設置する設計とする。</p> <p>注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出</p>		

名 称	2号-ガスタービン発電機制御盤室, 2号-蓄電池室(北側), 2号-蓄電池室(南側), 2号-ハッチ室, 2号-蓄電池室空調機室, 2号-電気品室, 2号-常用空調機室用ハロゲン化物ボンベ出口ヘッダ管	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は, 2号-ガスタービン発電機制御盤室, 2号-蓄電池室(北側), 2号-蓄電池室(南側), 2号-ハッチ室, 2号-蓄電池室空調機室, 2号-電気品室, 2号-常用空調機室用ハロゲン化物ボンベのヘッダ管であり, 2号-ガスタービン発電機制御盤室, 2号-蓄電池室(北側), 2号-蓄電池室(南側), 2号-ハッチ室, 2号-蓄電池室空調機室, 2号-電気品室, 2号-常用空調機室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1, 最高使用温度の設定根拠をT1, 外径の設定根拠をD1として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.7-1ハロゲン化物消火設備(ガスタービン発電機建物)主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は, 2号-ガスタービン発電機制御盤室, 2号-蓄電池室(北側), 2号-蓄電池室(南側), 2号-ハッチ室, 2号-蓄電池室空調機室, 2号-電気品室, 2号-常用空調機室用ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は, 2号-ガスタービン発電機制御盤室, 2号-蓄電池室(北側), 2号-蓄電池室(南側), 2号-ハッチ室, 2号-蓄電池室空調機室, 2号-電気品室, 2号-常用空調機室用ハロゲン化物ボンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 76.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mmとする。

注記*¹：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*²：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*³：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称		2号-常用空調機室供給ライン分岐点 ～ 2号-常用空調機室
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	42.7
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、2号-ガスタービン発電機制御盤室、2号-蓄電池室（北側）、2号-蓄電池室（南側）、2号-ハッチ室、2号-蓄電池室空調機室、2号-電気品室、2号-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と2号-常用空調機室を接続する配管であり、2号-常用空調機室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD2として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.7-1 ハロゲン化物消火設備（ガスタービン発電機建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、2号-ガスタービン発電機制御盤室、2号-蓄電池室（北側）、2号-蓄電池室（南側）、2号-ハッチ室、2号-蓄電池室空調機室、2号-電気品室、2号-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、2号-ガスタービン発電機制御盤室、2号-蓄電池室（北側）、2号-蓄電池室（南側）、2号-ハッチ室、2号-蓄電池室空調機室、2号-電気品室、2号-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D2 : 42.7mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している42.7mmとする。

注記*¹：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*²：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*³：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称		2号-電気品室供給ライン分岐点 ～ 2号-電気品室
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、2号-ガスタービン発電機制御盤室、2号-蓄電池室（北側）、2号-蓄電池室（南側）、2号-ハッチ室、2号-蓄電池室空調機室、2号-電気品室、2号-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と2号-電気品室を接続する配管であり、2号-電気品室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD1として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.7-1 ハロゲン化物消火設備（ガスタービン発電機建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、2号-ガスタービン発電機制御盤室、2号-蓄電池室（北側）、2号-蓄電池室（南側）、2号-ハッチ室、2号-蓄電池室空調機室、2号-電気品室、2号-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、2号-ガスタービン発電機制御盤室、2号-蓄電池室（北側）、2号-蓄電池室（南側）、2号-ハッチ室、2号-蓄電池室空調機室、2号-電気品室、2号-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 76.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名	称	2号-ガスタービン発電機制御盤室供給ライン分岐点 ～ 2号-ガスタービン発電機制御盤室	
最高使用圧力	MPa	5.2	
最高使用温度	℃	40	
外	径	mm	76.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、2号-ガスタービン発電機制御盤室、2号-蓄電池室（北側）、2号-蓄電池室（南側）、2号-ハッチ室、2号-蓄電池室空調機室、2号-電気品室、2号-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と2号-ガスタービン発電機制御盤室を接続する配管であり、2号-ガスタービン発電機制御盤室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD1として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.7-1ハロゲン化物消火設備（ガスタービン発電機建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、2号-ガスタービン発電機制御盤室、2号-蓄電池室（北側）、2号-蓄電池室（南側）、2号-ハッチ室、2号-蓄電池室空調機室、2号-電気品室、2号-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、2号-ガスタービン発電機制御盤室、2号-蓄電池室（北側）、2号-蓄電池室（南側）、2号-ハッチ室、2号-蓄電池室空調機室、2号-電気品室、2号-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>			

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 76.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	2号-蓄電池室（北側）供給ライン分岐点 ～ 2号-蓄電池室（北側）	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、2号-ガスタービン発電機制御盤室、2号-蓄電池室（北側）、2号-蓄電池室（南側）、2号-ハッチ室、2号-蓄電池室空調機室、2号-電気品室、2号-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と2号-蓄電池室（北側）を接続する配管であり、2号-蓄電池室（北側）内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD3として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.7-1ハロゲン化物消火設備（ガスタービン発電機建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、2号-ガスタービン発電機制御盤室、2号-蓄電池室（北側）、2号-蓄電池室（南側）、2号-ハッチ室、2号-蓄電池室空調機室、2号-電気品室、2号-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、2号-ガスタービン発電機制御盤室、2号-蓄電池室（北側）、2号-蓄電池室（南側）、2号-ハッチ室、2号-蓄電池室空調機室、2号-電気品室、2号-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D3 : 34.0mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している34.0mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	2号-ハッチ室, 2号-蓄電池室空調機室供給ライン分岐点 ～ 2号-ハッチ室, 2号-蓄電池室空調機室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は, 2号-ガスタービン発電機制御盤室, 2号-蓄電池室(北側), 2号-蓄電池室(南側), 2号-ハッチ室, 2号-蓄電池室空調機室, 2号-電気品室, 2号-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と2号-ハッチ室, 2号-蓄電池室空調機室を接続する配管であり, 2号-ハッチ室, 2号-蓄電池室空調機室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1, 最高使用温度の設定根拠をT1, 外径の設定根拠をD4として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.7-1ハロゲン化物消火設備(ガスタービン発電機建物)主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P1 : 5.2MPa</u> 本配管の最高使用圧力は, 2号-ガスタービン発電機制御盤室, 2号-蓄電池室(北側), 2号-蓄電池室(南側), 2号-ハッチ室, 2号-蓄電池室空調機室, 2号-電気品室, 2号-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T1 : 40℃</u> 本配管の最高使用温度は, 2号-ガスタービン発電機制御盤室, 2号-蓄電池室(北側), 2号-蓄電池室(南側), 2号-ハッチ室, 2号-蓄電池室空調機室, 2号-電気品室, 2号-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D4 : 60.5mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している60.5mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	2号-蓄電池室（南側）供給ライン分岐点 ～ 2号-蓄電池室（南側）	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、2号-ガスタービン発電機制御盤室、2号-蓄電池室（北側）、2号-蓄電池室（南側）、2号-ハッチ室、2号-蓄電池室空調機室、2号-電気品室、2号-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と2号-蓄電池室（南側）を接続する配管であり、2号-蓄電池室（南側）内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD3として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.7-1ハロゲン化物消火設備（ガスタービン発電機建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、2号-ガスタービン発電機制御盤室、2号-蓄電池室（北側）、2号-蓄電池室（南側）、2号-ハッチ室、2号-蓄電池室空調機室、2号-電気品室、2号-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、2号-ガスタービン発電機制御盤室、2号-蓄電池室（北側）、2号-蓄電池室（南側）、2号-ハッチ室、2号-蓄電池室空調機室、2号-電気品室、2号-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D3 : 34.0mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している34.0mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	2号-ガスタービン発電機室用ハロゲン化物ポンペ ～ 2号-ガスタービン発電機室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、2号-ガスタービン発電機室用ハロゲン化物ポンペと2号-ガスタービン発電機室を接続する配管であり、2号-ガスタービン発電機室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD1として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.7-1ハロゲン化物消火設備（ガスタービン発電機建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P1 : 5.2MPa</u> 本配管の最高使用圧力は、2号-ガスタービン発電機室用ハロゲン化物ポンペの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T1 : 40℃</u> 本配管の最高使用温度は、2号-ガスタービン発電機室用ハロゲン化物ポンペの最高使用温度と同じ40℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 (1) 配管 <u>D1 : 76.3mm</u> 本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*1及び消火に必要なハロン1301ガス量*2を30秒以内*3に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mmとする。</p> <p>注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力 *2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量 *3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間</p>		

名 称		予備-ガスタービン発電機制御盤室，予備-蓄電池室（北側），予備-蓄電池室（南側），予備-ハッチ室，予備-蓄電池室空調機室，予備-電気品室，予備-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は，予備-ガスタービン発電機制御盤室，予備-蓄電池室（北側），予備-蓄電池室（南側），予備-ハッチ室，予備-蓄電池室空調機室，予備-電気品室，予備-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管であり，予備-ガスタービン発電機制御盤室，予備-蓄電池室（北側），予備-蓄電池室（南側），予備-ハッチ室，予備-蓄電池室空調機室，予備-電気品室，予備-常用空調機室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.7-1 ハロゲン化物消火設備（ガスタービン発電機建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は，予備-ガスタービン発電機制御盤室，予備-蓄電池室（北側），予備-蓄電池室（南側），予備-ハッチ室，予備-蓄電池室空調機室，予備-電気品室，予備-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は，予備-ガスタービン発電機制御盤室，予備-蓄電池室（北側），予備-蓄電池室（南側），予備-ハッチ室，予備-蓄電池室空調機室，予備-電気品室，予備-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 76.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mmとする。

注記*¹：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*²：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*³：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称		予備-常用空調機室供給ライン分岐点 ～ 予備-常用空調機室
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	42.7
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、予備-ガスタービン発電機制御盤室、予備-蓄電池室（北側）、予備-蓄電池室（南側）、予備-ハッチ室、予備-蓄電池室空調機室、予備-電気品室、予備-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と予備-常用空調機室を接続する配管であり、予備-常用空調機室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 2として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.7-1 ハロゲン化物消火設備（ガスタービン発電機建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、予備-ガスタービン発電機制御盤室、予備-蓄電池室（北側）、予備-蓄電池室（南側）、予備-ハッチ室、予備-蓄電池室空調機室、予備-電気品室、予備-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、予備-ガスタービン発電機制御盤室、予備-蓄電池室（北側）、予備-蓄電池室（南側）、予備-ハッチ室、予備-蓄電池室空調機室、予備-電気品室、予備-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D2 : 42.7mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している42.7mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称		予備-電気品室供給ライン分岐点 ～ 予備-電気品室
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、予備-ガスタービン発電機制御盤室、予備-蓄電池室（北側）、予備-蓄電池室（南側）、予備-ハッチ室、予備-蓄電池室空調機室、予備-電気品室、予備-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と予備-電気品室を接続する配管であり、予備-電気品室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.7-1 ハロゲン化物消火設備（ガスタービン発電機建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、予備-ガスタービン発電機制御盤室、予備-蓄電池室（北側）、予備-蓄電池室（南側）、予備-ハッチ室、予備-蓄電池室空調機室、予備-電気品室、予備-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、予備-ガスタービン発電機制御盤室、予備-蓄電池室（北側）、予備-蓄電池室（南側）、予備-ハッチ室、予備-蓄電池室空調機室、予備-電気品室、予備-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 76.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mmとする。

注記*¹：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*²：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*³：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名	称	予備-ガスタービン発電機制御盤室供給ライン分岐点 ～ 予備-ガスタービン発電機制御盤室	
最高使用圧力	MPa	5.2	
最高使用温度	℃	40	
外	径	mm	76.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、予備-ガスタービン発電機制御盤室、予備-蓄電池室（北側）、予備-蓄電池室（南側）、予備-ハッチ室、予備-蓄電池室空調機室、予備-電気品室、予備-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と予備-ガスタービン発電機制御盤室を接続する配管であり、予備-ガスタービン発電機制御盤室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD1として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表2.1.1.2.7-1ハロゲン化物消火設備（ガスタービン発電機建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、予備-ガスタービン発電機制御盤室、予備-蓄電池室（北側）、予備-蓄電池室（南側）、予備-ハッチ室、予備-蓄電池室空調機室、予備-電気品室、予備-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ5.2MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、予備-ガスタービン発電機制御盤室、予備-蓄電池室（北側）、予備-蓄電池室（南側）、予備-ハッチ室、予備-蓄電池室空調機室、予備-電気品室、予備-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ40℃とする。</p>			

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D1 : 76.3mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mmとする。

注記*¹：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*²：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*³：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称		予備-蓄電池室（北側）供給ライン分岐点 ～ 予備-蓄電池室（北側）
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、予備-ガスタービン発電機制御盤室，予備-蓄電池室（北側），予備-蓄電池室（南側），予備-ハッチ室，予備-蓄電池室空調機室，予備-電気品室，予備-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と予備-蓄電池室（北側）を接続する配管であり，予備-蓄電池室（北側）内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 3として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2. 1. 1. 2. 7-1 ハロゲン化物消火設備（ガスタービン発電機建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は，予備-ガスタービン発電機制御盤室，予備-蓄電池室（北側），予備-蓄電池室（南側），予備-ハッチ室，予備-蓄電池室空調機室，予備-電気品室，予備-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は，予備-ガスタービン発電機制御盤室，予備-蓄電池室（北側），予備-蓄電池室（南側），予備-ハッチ室，予備-蓄電池室空調機室，予備-電気品室，予備-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D3 : 34.0mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している34.0mmとする。

注記*¹：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*²：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*³：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	予備-ハッチ室, 予備-蓄電池室空調機室供給ライン分岐点 ～ 予備-ハッチ室, 予備-蓄電池室空調機室	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は, 予備-ガスタービン発電機制御盤室, 予備-蓄電池室 (北側), 予備-蓄電池室 (南側), 予備-ハッチ室, 予備-蓄電池室空調機室, 予備-電気品室, 予備-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と予備-ハッチ室, 予備-蓄電池室空調機室を接続する配管であり, 予備-ハッチ室, 予備-蓄電池室空調機室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 4 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.7-1 ハロゲン化物消火設備 (ガスタービン発電機建物) 主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は, 予備-ガスタービン発電機制御盤室, 予備-蓄電池室 (北側), 予備-蓄電池室 (南側), 予備-ハッチ室, 予備-蓄電池室空調機室, 予備-電気品室, 予備-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は, 予備-ガスタービン発電機制御盤室, 予備-蓄電池室 (北側), 予備-蓄電池室 (南側), 予備-ハッチ室, 予備-蓄電池室空調機室, 予備-電気品室, 予備-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D4 : 60.5mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している60.5mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称		予備-蓄電池室（南側）供給ライン分岐点 ～ 予備-蓄電池室（南側）
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、予備-ガスタービン発電機制御盤室，予備-蓄電池室（北側），予備-蓄電池室（南側），予備-ハッチ室，予備-蓄電池室空調機室，予備-電気品室，予備-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と予備-蓄電池室（南側）を接続する配管であり，予備-蓄電池室（南側）内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 3として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.7-1 ハロゲン化物消火設備（ガスタービン発電機建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は，予備-ガスタービン発電機制御盤室，予備-蓄電池室（北側），予備-蓄電池室（南側），予備-ハッチ室，予備-蓄電池室空調機室，予備-電気品室，予備-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は，予備-ガスタービン発電機制御盤室，予備-蓄電池室（北側），予備-蓄電池室（南側），予備-ハッチ室，予備-蓄電池室空調機室，予備-電気品室，予備-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D3 : 34.0mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している34.0mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称		予備-ガスタービン発電機室用ハロゲン化物ボンベ ～ 予備-ガスタービン発電機室
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、予備-ガスタービン発電機室用ハロゲン化物ボンベと予備-ガスタービン発電機室を接続する配管であり、予備-ガスタービン発電機室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2. 1. 1. 2. 7-1 ハロゲン化物消火設備（ガスタービン発電機建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、予備-ガスタービン発電機室用ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、予備-ガスタービン発電機室用ハロゲン化物ボンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D 1 : 76.3mm</u></p> <p>本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を 0.9MPa 以上*1 及び消火に必要なハロン 1301 ガス量*2 を 30 秒以内*3 に放射可能であることをメーカーにて確認している 76.3mm とする。</p> <p>注記*1：消防法施行規則第 20 条第 1 項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力</p> <p>*2：消防法施行規則第 20 条第 3 項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量</p> <p>*3：消防法施行規則第 20 条第 1 項第三号において定められている放射時間</p>		

表 2.1.1.2.7-1 ハロゲン化物消火設備（ガスタービン発電機建物）主配管の設計仕様表（その1）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
2号-ガスタービン発電機 制御盤室, 2号-蓄電池室 (北側), 2号-蓄電池室 (南側), 2号-ハッチ 室, 2号-蓄電池室空調機 室, 2号-電気品室, 2号- 常用空調機室用ハロゲン 化物ボンベ出口ヘッダ管	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
2号-常用空調機室供給ラ イン分岐点 ～ 2号-常用空調機室	5.2	P 1	40	T 1	42.7	D 2
2号-電気品室供給ライン 分岐点 ～ 2号-電気品室	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
2号-ガスタービン発電機 制御盤室供給ライン分岐 点 ～ 2号-ガスタービン発電機 制御盤室	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
2号-蓄電池室(北側) 供 給ライン分岐点 ～ 2号-蓄電池室(北側)	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 3
2号-ハッチ室, 2号-蓄電 池室空調機室供給ライン 分岐点 ～ 2号-ハッチ室, 2号-蓄電 池室空調機室	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 4
2号-蓄電池室(南側) 供 給ライン分岐点 ～ 2号-蓄電池室(南側)	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 3
2号-ガスタービン発電機 室用ハロゲン化物ボンベ ～ 2号-ガスタービン発電機 室	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1

表 2.1.1.2.7-1 ハロゲン化物消火設備（ガスタービン発電機建物）主配管の設計仕様表（その2）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
予備-ガスタービン発電機 制御盤室，予備-蓄電池室 (北側)，予備-蓄電池室 (南側)，予備-ハッチ 室，予備-蓄電池室空調機 室，予備-電気品室，予備 -常用空調機室用ハロゲン 化物ボンベ出口ヘッダ管	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
予備-常用空調機室供給ラ イン分岐点 ～ 予備-常用空調機室	5.2	P 1	40	T 1	42.7	D 2
予備-電気品室供給ライン 分岐点 ～ 予備-電気品室	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
予備-ガスタービン発電機 制御盤室供給ライン分岐 点 ～ 予備-ガスタービン発電機 制御盤室	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
予備-蓄電池室（北側）供 給ライン分岐点 ～ 予備-蓄電池室（北側）	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 3
予備-ハッチ室，予備-蓄 電池室空調機室供給ラ イン分岐点 ～ 予備-ハッチ室，予備-蓄 電池室空調機室	5.2	P 1	40	T 1	60.5	D 4
予備-蓄電池室（南側）供 給ライン分岐点 ～ 予備-蓄電池室（南側）	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 3
予備-ガスタービン発電機 室用ハロゲン化物ボンベ ～ 予備-ガスタービン発電機 室	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1

2.1.1.2.8 緊急時対策所

名	称	緊急時対策本部，前室A，通信・電気室，資機材室，チェンジングプレース，蓄電池室用ハロゲン化物ボンベ
容	量	ℓ/個
		68 以上 (68)
最	高	使用
圧	力	MPa
		5.2
最	高	使用
温	度	℃
		40
個	数	—
		10

【設 定 根 拠】

(概 要)

火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する緊急時対策本部，前室 A，通信・電気室，資機材室，チェンジングプレース，蓄電池室用ハロゲン化物ボンベは，以下の機能を有する。

ハロゲン化物ボンベは，火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう，火災の影響を限定し，早期の消火を行うために設置する。

1. 容量の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの容量は，高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから，当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 68ℓ/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ 68ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は，ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は，消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき，40℃とする。

【設定根拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

ハロゲン化物ポンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、各消火対象区画のうち最も多くの消火剤量を必要とするポンベ個数*である 10 個のポンベを設置する設計とする。

注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出

名	称	前室B用ハロゲン化物ボンベ
容	量	ℓ/個
24 以上 (24)		
最 高 使 用 圧 力	MPa	5.2
最 高 使 用 温 度	℃	40
個	数	—
1		
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>火災時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところに設置する前室B用ハロゲン化物ボンベは、以下の機能を有する。</p> <p>ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠 ハロゲン化物ボンベの容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用品型のハロゲン化物ボンベを使用することから、当該ボンベの容量はメーカーにて定めた容量である 24ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ 24ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠 ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力は、ボンベを設置する場所の周囲最高温度 40℃における容器内圧と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠 ハロゲン化物ボンベの最高使用温度は、消防法施行規則第 20 条第 4 項第四号に基づき、40℃とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 ハロゲン化物ボンベは、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために、消防法で要求される必要なボンベ個数*である 1 個のボンベを設置する設計とする。</p> <p>注記*：消防法施行規則第 20 条第 3 項において定められている消火に必要な消火剤量により算出</p>		

名 称	緊急時対策本部，前室 A，通信・電気室，資機材室，チェンジングプレース，蓄電池室用ハロゲン化物ボンベ出口ヘッダ管	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3/89.1
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は，緊急時対策本部，前室 A，通信・電気室，資機材室，チェンジングプレース，蓄電池室用ハロゲン化物ボンベのヘッダ管であり，緊急時対策本部，前室 A，通信・電気室，資機材室，チェンジングプレース，蓄電池室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，D 2 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.8-1 ハロゲン化物消火設備（緊急時対策所）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は，緊急時対策本部，前室 A，通信・電気室，資機材室，チェンジングプレース，蓄電池室用ハロゲン化物ボンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は，緊急時対策本部，前室 A，通信・電気室，資機材室，チェンジングプレース，蓄電池室用ハロゲン化物ボンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 1 : 76.3mm

D 2 : 89.1mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している76.3mm, 89.1mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称	緊急時対策本部，前室 A，通信・電気室，資機材室，チェンジングスペース供給ライン分岐点 ～ 緊急時対策本部，前室 A，通信・電気室，資機材室，チェンジングスペース	
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	89.1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は，緊急時対策本部，前室 A，通信・電気室，資機材室，チェンジングスペース，蓄電池室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と緊急時対策本部，前室 A，通信・電気室，資機材室，チェンジングスペースを接続する配管であり，緊急時対策本部，前室 A，通信・電気室，資機材室，チェンジングスペース内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 2 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.8-1 ハロゲン化物消火設備（緊急時対策所）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は，緊急時対策本部，前室 A，通信・電気室，資機材室，チェンジングスペース，蓄電池室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は，緊急時対策本部，前室 A，通信・電気室，資機材室，チェンジングスペース，蓄電池室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D2 : 89.1mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している89.1mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称		蓄電池室供給ライン分岐点 ～ 蓄電池室
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、緊急時対策本部、前室 A、通信・電気室、資機材室、チェンジングプレース、蓄電池室用ハロゲン化物ポンベのヘッダ管と蓄電池室を接続する配管であり、蓄電池室内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 3 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.8-1 ハロゲン化物消火設備（緊急時対策所）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、緊急時対策本部、前室 A、通信・電気室、資機材室、チェンジングプレース、蓄電池室用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、緊急時対策本部、前室 A、通信・電気室、資機材室、チェンジングプレース、蓄電池室用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D3 : 34.0mm

本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を0.9MPa以上*¹及び消火に必要なハロン1301ガス量*²を30秒以内*³に放射可能であることをメーカーにて確認している34.0mmとする。

注記*1：消防法施行規則第20条第1項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力

*2：消防法施行規則第20条第3項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量

*3：消防法施行規則第20条第1項第三号において定められている放射時間

名 称		前室 B 用ハロゲン化物ポンベ ～ 前室 B
最高使用圧力	MPa	5.2
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、前室 B 用ハロゲン化物ポンベと前室 B を接続する配管であり、前室 B 内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 3 として以下に示す。</p> <p>消火系主配管の設計仕様を表 2.1.1.2.8-1 ハロゲン化物消火設備（緊急時対策所）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 5.2MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、前室 B 用ハロゲン化物ポンベの最高使用圧力と同じ 5.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、前室 B 用ハロゲン化物ポンベの最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D 3 : 34.0mm</u></p> <p>本配管の外径は、噴射ヘッドの放射圧力を 0.9MPa 以上*¹ 及び消火に必要なハロン 1301 ガス量*² を 30 秒以内*³ に放射可能であることをメーカーにて確認している 34.0mm とする。</p> <p>注記*1：消防法施行規則第 20 条第 1 項第二号において定められている噴射ヘッドの放射圧力</p> <p>*2：消防法施行規則第 20 条第 3 項第一号において定められている消火に必要なハロゲン化物消火剤量</p> <p>*3：消防法施行規則第 20 条第 1 項第三号において定められている放射時間</p>		

表 2.1.1.2.8-1 ハロゲン化物消火設備（緊急時対策所）主配管の設計仕様表

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
緊急時対策本部，前室 A， 通信・電気室，資機材 室，チェンジングプレー ス，蓄電池室用ハロゲン 化物ボンベ出口ヘッダ管	5.2	P 1	40	T 1	76.3	D 1
					89.1	D 2
緊急時対策本部，前室 A， 通信・電気室，資機材 室，チェンジングプレー ス供給ライン分岐点 ～ 緊急時対策本部，前室 A， 通信・電気室，資機材 室，チェンジングプレー ス	5.2	P 1	40	T 1	89.1	D 2
蓄電池室供給ライン分岐 点 ～ 蓄電池室	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 3
前室 B 用ハロゲン化物ボ ンベ ～ 前室 B	5.2	P 1	40	T 1	34.0	D 3

VI-1-1-5-8-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

(その他発電用原子炉の附属施設 (浸水防護施設))

目 次

1. 概要	1
2. 浸水防護施設	2
2.1 外郭浸水防護設備	2

1. 概要

本説明書は、その他発電用原子炉の付属施設（浸水防護施設）の申請設備に係る仕様設定根拠について説明するものである。

2. 浸水防護施設

2.1 外郭浸水防護設備

名	称	1号機取水槽流路縮小工
貫通部径	mm	<input type="text"/> (公称値)
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>1号機取水槽流路縮小工は、1号機取水槽から敷地への津波の流入を防止するため、1号機取水槽北側壁に設置する。</p> <p>貫通部を設けた縮小板により流路を縮小する構造とし、1号機取水槽からの津波の流入を抑制し、1号機取水槽から敷地への津波の流入を防止する設計とする。</p> <p>また、1号機取水槽流路縮小工は1号機取水槽北側壁に設置するため、1号機の性能維持施設である1号機原子炉補機海水ポンプの維持が必要であることを踏まえ、通常時及び外部電源喪失時（以下「非常時」という。）における1号機原子炉補機海水ポンプ運転時の取水機能への影響がない設計とする。</p> <p>1. 貫通部径の設定根拠</p> <p>2号機の津波防護施設である1号機取水槽流路縮小工は、外郭浸水防護設備として津波の流入を防止すること、かつ通常時及び非常時の1号機原子炉補機海水ポンプ運転時の取水機能を確保することを踏まえて、貫通部径を設定する。</p> <p>1号機取水槽流路縮小工の貫通部径の設定根拠として、外郭浸水防護設備として津波の流入を防止する観点から、基準津波の流入による1号機取水槽での津波高さが、1号機取水槽の天端高さを上回らない設計（表1）とする。また、通常時及び非常時の1号機原子炉補機海水ポンプ運転時の取水機能を確保する観点から、1号機原子炉補機海水ポンプ運転時の取水機能に影響を及ぼさない設計（表2）とする。1号機取水槽での津波高さは、同経路の水理特性を考慮した管路解析を行い、潮位、地殻変動等を考慮して安全側に算定する*。</p> <p>上記を踏まえ、貫通部径の公称値については、<input type="text"/>mmとする。</p> <p>注記*：管路解析で考慮するパラメータの詳細は、添付書類VI-1-1-3-2-3「入力津波の設定」に記載</p>		

補 S2 VI-1-1-5-8-3 R1

表1 2号機の津波防護機能に対する貫通部径の評価結果

流量 (m^3/s)	流路面積 (m^2)	1号機取水槽の 水位(m)	1号機取水槽の 天端高さ(m)
1.0 ^{*1}	□	EL 6.97 ^{*2}	EL 8.80

注記*1：1号機原子炉補機海水ポンプ（2台）運転時の流量（ $876\text{m}^3/\text{h} \times 2$ 台），1号機タービン補機海水ポンプ（2台）運転時の流量（ $1000\text{m}^3/\text{h} \times 2$ 台）を設定

*2：入力津波高さは，津波高さが最大となる「基準津波1」，「防波堤無し」，「貝付着無し」の条件として設定。また，潮位変動として，「朔望平均満潮位」（EL 0.58m）及び「潮位のばらつき」（EL 0.14m）を考慮

表2 1号機原子炉補機海水ポンプ運転時の取水機能に対する貫通部径の評価結果

項目	流量 (m^3/s)	流路面積 (m^2)	1号機取水槽の 水位(m)	原子炉補機海水ポンプの取水可能水位(m)
通常時 非常時	2.0 ^{*1}	□	EL-0.03 ^{*2}	EL-2.37

注記*1：運転状況や系統切替を考慮し，流量が安全側となるよう，1号機原子炉補機海水ポンプ（4台）運転時の流量（ $876\text{m}^3/\text{h} \times 4$ 台），1号機タービン補機海水ポンプ（3台）運転時の流量（ $1000\text{m}^3/\text{h} \times 3$ 台），1号機除じんポンプ（2台）運転時の流量（ $300\text{m}^3/\text{h} \times 2$ 台）を設定

*2：1号機取水口の水位は，朔望平均干潮位（EL-0.02m）

VI-1-1-5-8-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

(その他発電用原子炉の附属施設（補機駆動用燃料設備（非常用電源設備
及び補助ボイラーに係るものを除く。）））

目 次

1. 概要	1
2. 補機駆動用燃料設備	2
2.1 燃料設備	2
2.1.1 容器	2

1. 概要

本説明書は、その他発電用原子炉の附属施設（補機駆動用燃料設備）の申請設備に係る仕様設定根拠について説明するものである。

2. 補機駆動用燃料設備

2.1 燃料設備

2.1.1 容器

名 称	大量送水車付燃料タンク		
容 量	ℓ/個	<input type="text"/> 以上 (203.5)	<input type="text"/> 以上 (<input type="text"/>)
最 高 使 用 圧 力	MPa	<input type="text"/>	
最 高 使 用 温 度	℃	<input type="text"/>	
個 数	—	1	1

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち補機駆動用燃料設備として使用する大量送水車付燃料タンクは、大量送水車の附属機器であり、以下の機能を有する。

大量送水車付燃料タンクは、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において、燃料プール内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、残留熱除去系（燃料プール冷却機能）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合において、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、燃料プールスプレイ系配管又はホース等を経由して可搬型スプレイノズル又は常設スプレイヘッドから燃料プールへ注水することで、燃料プールの水位を維持するときに使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵できる設計とする。

大量送水車付燃料タンクは、燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下した場合において燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するため使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位が異常に低下した場合において、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、燃料プールスプレイ系配管又はホース等を経由して可搬型スプレイノズル又は常設スプレイヘッドから燃料プール内燃料体等を直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減するときに使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵できる設計とする。

大量送水車付燃料タンクは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷

【設 定 根 拠】（続き）

及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合において、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、低圧原子炉代替注水系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで、炉心を冷却するときに使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵できる設計とする。

大量送水車付燃料タンクは、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、重大事故等時において、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、ホース等を経由して低圧原子炉代替注水槽，輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するときに使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵できる設計とする。

大量送水車付燃料タンクは、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）の機能が喪失した場合において、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、格納容器代替スプレイ系等を経由してA-ドライウエルスプレイ管及びB-ドライウエルスプレイ管からドライウエル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるときに使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵できる設計とする。

大量送水車付燃料タンクは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、格納容器代替スプレイ系等を経由してA-ドライウエルスプレイ管及びB-ドライウエルスプレイ管からドライウエル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるときに使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵できる設計とする。

大量送水車付燃料タンクは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇

【設定根拠】（続き）

した場合においては海を水源として、ペDESTAL代替注水系等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却するとき使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵できる設計とする。

大量送水車付燃料タンクは、炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、低圧原子炉代替注水系等を経由して、原子炉圧力容器に注水することで溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するときに使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵できる設計とする。

重大事故等時に使用する大量送水車付燃料タンクは、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）としての原子炉圧力容器への注水、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系）としての原子炉格納容器へのスプレイ又はそれらを同時に実施するために使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置する。

重大事故等時の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において実施するケースは、「全交流動力電源喪失（長期TB）」、「全交流動力電源喪失（TBU）」、「全交流動力電源喪失（TBD）」又は「全交流動力電源喪失（TBP）」である。この場合、原子炉圧力容器への注水流量 30m³/h 及び原子炉格納容器内へのスプレイ流量 120m³/h で同時に実施するときに使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵できる設計とする。

【設定根拠】(続き)

1. 容量の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する大量送水車付燃料タンクの容量は、大量送水車運転時の燃料消費量を基に設計する。

タンクローリからの燃料補給間隔が2時間以内であることから、この間の燃料消費量は以下のとおりとなる。

$$V1 = c \cdot H = \boxed{\quad} \times 2 = \boxed{\quad}$$

$$V2 = c \cdot H = \boxed{\quad} \times 2 = \boxed{\quad}$$

V1：送水用ポンプ燃料消費量 (ℓ) *

V2：取水用ポンプ燃料消費量 (ℓ) *

H：運転時間 (h) = 2

c：燃料消費率 (ℓ/h) = $\boxed{\quad}$, $\boxed{\quad}$

注記*：定格運転における燃料消費率

以上より、大量送水車付燃料タンクの容量は $\boxed{\quad}$ ℓ, $\boxed{\quad}$ ℓ を上回る $\boxed{\quad}$ ℓ, $\boxed{\quad}$ ℓ 以上とする。

公称値については、要求される容量 $\boxed{\quad}$ ℓ, $\boxed{\quad}$ ℓ を上回る 203.5ℓ, $\boxed{\quad}$ ℓ とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

大量送水車付燃料タンクを重大事故等時に使用する場合は、 $\boxed{\quad}$
 $\boxed{\quad}$ とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

大量送水車付燃料タンクを重大事故等時に使用する場合は、屋外で使用する可搬型設備であることから外気の温度*を上回る $\boxed{\quad}$ °C とする。

注記*：外気の温度は、松江市の過去最高気温 (38.5°C) とする。

4. 個数の設定根拠

大量送水車付燃料タンクは、重大事故等対処設備として大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために必要な個数である大量送水車1個当たり1個を設置する。

名 称	大型送水ポンプ車付燃料タンク	
容 量	ℓ/個	□以上 (□)
最 高 使 用 圧 力	MPa	□
最 高 使 用 温 度	℃	□
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち補機駆動用燃料設備として使用する大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉建物放水設備用）は、大型送水ポンプ車（原子炉建物放水設備用）の附属機器であり、以下の機能を有する。</p> <p>大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉建物放水設備用）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の損傷又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために使用する大型送水ポンプ車（原子炉建物放水設備用）のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置する。</p> <p>系統構成は、大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する場合には、ホースを経由して放水砲から海水を原子炉建物へ放水するとき使用する大型送水ポンプ車（原子炉建物放水設備用）のポンプ駆動用燃料を貯蔵できる設計とする。</p> <p>また、原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための重大事故等対処設備として使用する場合には、泡消火薬剤容器により海水と泡消火薬剤を混合しながら、ホースを経由して放水砲から原子炉建物周辺へ放水するとき使用する大型送水ポンプ車（原子炉建物放水設備用）のポンプ駆動用燃料を貯蔵できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>重大事故等対処設備として使用する大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉建物放水設備用）の容量は、大型送水ポンプ車運転時の燃料消費量を基に設計する。</p> <p>タンクローリからの燃料補給間隔が2時間以内であることから、この間の燃料消費量は以下のとおりとなる。</p> <p>$V = c \cdot H = 310 \times 2 = 620$</p> <p>V : 燃料消費量 (ℓ)</p> <p>H : 運転時間 (h) = 2</p> <p>c : 燃料消費率 (ℓ/h) = 310*</p> <p>注記* : 定格運転における燃料消費率</p>		

【設定根拠】（続き）

以上より、大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉建物放水設備用）の容量は6200を上回る
□□ℓ以上とする。

公称値については、要求される容量□□ℓを上回る□□ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉建物放水設備用）を重大事故等時に使用する場合の
圧力は、
とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉建物放水設備用）を重大事故等時に使用する場合の
温度は、屋外で使用する可搬型設備であることから外気の温度*を上回る□□℃とする。

注記*：外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5℃）とする。

4. 個数の設定根拠

大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉建物放水設備用）は、重大事故等対処設備として大
型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉建物放水設備用）のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために
必要な個数である大型送水ポンプ車1個当たり2個を設置する。

名 称	大型送水ポンプ車付燃料タンク	
容 量	ℓ/個	□以上 (□)
最 高 使 用 圧 力	MPa	□
最 高 使 用 温 度	℃	□
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち補機駆動用燃料設備として使用する大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉補機代替冷却系用）は、大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）の附属機器であり、以下の機能を有する。</p> <p>大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉補機代替冷却系用）は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために使用する大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障又は全交流動力電源喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、サブプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送するために、移動式代替熱交換設備に海水を供給するときに使用する大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置できる設計とする。</p> <p>また、屋外の接続口が使用できない場合には、屋内の接続口を通じて海水を原子炉補機冷却系に直接供給することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送するときに使用する大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置できる設計とする。</p> <p>大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉補機代替冷却系用）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために使用する大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置する。</p> <p>系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送するために、移動式代替熱交換設備に海水を供給するときに使用する大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置できる設計とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

また、屋外の接続口が使用できない場合には、屋内の接続口を通じて海水を原子炉補機冷却系に直接供給することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送するときに使用する大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置できる設計とする。

大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉補機代替冷却系用）は、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において、燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために使用する大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するために移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、燃料プール冷却系熱交換器等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送するために、移動式代替熱交換設備に海水を供給するときに使用する大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置できる設計とする。

また、屋外の接続口が使用できない場合には、屋内の接続口を通じて海水を原子炉補機冷却系に直接供給することで、燃料プール冷却系熱交換器等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送するときに使用する大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉補機代替冷却系用）の容量は、大型送水ポンプ車運転時の燃料消費量を基に設計する。

タンクローリからの燃料補給間隔が2時間以内であることから、この間の燃料消費量は以下のとおりとなる。

$$V = c \cdot H = 310 \times 2 = 620$$

V：燃料消費量 (ℓ)

H：運転時間 (h) = 2

c：燃料消費率 (ℓ/h) = 310*

注記*：定格運転における燃料消費率

以上より、大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉補機代替冷却系用）の容量は620ℓを上回る ℓ以上とする。

【設定根拠】(続き)

公称値については、要求される容量 ℓ を上回る ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉補機代替冷却系用）を重大事故等時に使用する場合の圧力は、
 とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉補機代替冷却系用）を重大事故等時に使用する場合の温度は、屋外で使用する可搬型設備であることから外気の温度*を上回る °C とする。

注記*：外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5°C）とする。

4. 個数の設定根拠

大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉補機代替冷却系用）は、重大事故等対処設備として大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉補機代替冷却系用）のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために必要な個数である大型送水ポンプ車 1 個当たり 2 個を設置する。

VI-1-1-5-8-5 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

(その他発電用原子炉の附属施設 (非常用取水設備))

目 次

1. 概要	1
2. 非常用取水設備	2
2.1 取水設備	2

1. 概要

本説明書は、その他発電用原子炉の附属施設（非常用取水設備）の申請設備に係る仕様設定根拠について説明するものである。

2. 非常用取水設備

2.1 取水設備

名	称	取水槽
容 量	m ³	—
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 取水槽は、設計基準対象施設として入力津波による水位低下に対し、原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプが機能維持でき、かつ、発電用原子炉の冷却に必要な海水を確保する設計とする。 ・重大事故等対処施設 重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用取水設備として使用する取水槽の機能は、設計基準対象施設として使用する場合と同じである。 <p>1. 容量の設定根拠 取水槽内の水位は、入力津波による引き波時においても原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプが連続取水可能であることから、有効貯水容量の算定において考慮しない。</p> <p>2. 個数の設定根拠 取水槽は、設計基準対象施設として海を水源とする原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの水路として、入力津波による引き波時においても必要な海水を取水するのに必要な個数である1個設置する。</p> <p>取水槽は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処施設として使用する。</p>		

名	称	取水管
容 量	m ³	—
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計基準対象施設 取水管は、設計基準対象施設として入力津波による水位低下に対し、原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプが機能維持でき、かつ、発電用原子炉の冷却に必要な海水を確保する設計とする。 ・ 重大事故等対処施設 重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用取水設備として使用する取水管の機能は、設計基準対象施設として使用する場合と同じである。 <p>1. 容量の設定根拠 取水管は、原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの設計取水可能水位よりも低い位置に設置されていることから、有効貯水容量の算定において考慮しない。</p> <p>2. 個数の設定根拠 取水管は、設計基準対象施設として取水口 2 個と取水槽 1 個を接続するために必要な個数である 2 個設置する。</p> <p>取水管は、設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処施設として使用する。</p>		

名	称	取水口
容 量	m ³	—
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 取水口は、設計基準対象施設として入力津波による水位低下に対し、原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプが機能維持でき、かつ、発電用原子炉の冷却に必要な海水を確保する設計とする。 ・重大事故等対処施設 重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用取水設備として使用する取水口の機能は、設計基準対象施設として使用する場合と同じである。 <p>1. 容量の設定根拠 取水口は、原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの設計取水可能水位よりも低い位置に設置されていることから、有効貯水容量の算定において考慮しない。</p> <p>2. 個数の設定根拠 取水口は、設計基準対象施設として海を水源とする原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの水路として、入力津波による引き波時においても必要な海水を取水するのに必要な個数である2個設置する。</p> <p>取水口は、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処施設として使用する。</p>		

VI-1-1-5-8-6 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書
(その他発電用原子炉の附属施設(敷地内土木構造物))

目 次

1. 概要 1
2. 敷地内土木構造物 2

1. 概要

本説明書は、その他発電用原子炉の附属施設（敷地内土木構造物）の申請設備に係る仕様設定根拠について説明するものである。

2. 敷地内土木構造物

名	称	抑止杭
個	数	— 15
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>保管場所のうち第3保管エリアの敷地下斜面及び第3保管エリア周辺のアクセスルート周辺斜面は、敷地内土木構造物である抑止杭を設置することで、地震によるすべりを防止できる設計とする。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>抑止杭の個数は、第3保管エリアの敷地下斜面及び第3保管エリア周辺のアクセスルート周辺斜面の崩壊を防止するために必要な必要抑止力を満足するよう、杭のせん断抵抗力を基に設定し、2次元動的FEM解析により抑止杭の耐震評価及び斜面の安定性評価結果が基準値を満足することを確認している。</p> <p>第3保管エリアの敷地下斜面及び第3保管エリア周辺のアクセスルート周辺斜面は、区間Ⅰ及び区間Ⅱ（区間Ⅰ：158.27m，区間Ⅱ：48.62m）に分けられ、谷で分かれた異なる山体であり、異なるすべり形態となっている。それぞれの区間の必要抑止力を満足するよう、区間Ⅰは抑止杭を12個，区間Ⅱは抑止杭を3個設置する。</p> <p>上記から、抑止杭の個数は15個とする。</p>		

VI-1-1-5-別添 1 技術基準要求機器リスト

目次

1. 概要	1
2. 技術基準要求機器リスト	2

1. 概要

本資料は、基本設計方針にのみ記載する設備に対し、機能及び性能を明確に記載する必要がある設備を選定し、作成した「技術基準要求機器リスト」について説明するものである。

また、「技術基準要求機器リスト」にて選定された設備については、その根拠を別添2の「設定根拠に関する説明書（別添）」又は「個別の説明書」にて仕様設定根拠を説明する。

2. 技術基準要求機器リスト

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
施設共通 (竜巻)	取水槽海水ポンプエリア防護対策設備（竜巻防護ネット、竜巻防護鋼板及び架構により構成する。）	<p>防護措置として設置する竜巻防護対策設備としては、竜巻防護ネット（硬鋼線材（線径φ4 mm，網目寸法 40 mm），鋼製枠及び架構により構成），竜巻防護鋼板（炭素鋼（板厚 20mm 以上）及び架構又は特殊鋼板（板厚 <input type="text" value="0"/> mm 以上）及び架構により構成）及び鋼製扉（炭素鋼（板厚 24 mm 以上））を設置し、内包する外部事象防護対象施設の機能を損なわないよう、外部事象防護対象施設の機能喪失に至る可能性のある飛来物が外部事象防護対象施設に衝突することを防止する設計とする。</p> <p>竜巻防護対策設備は、地震時において外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼさない設計とする。</p>	材料 線径 網目寸法 厚さ	発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
施設共通 (竜巻)	取水槽循環水ポンプエリア防護対策設備（竜巻防護鋼板及び架構により構成する。）	同上	材料 厚さ	発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
施設共通 (竜巻)	燃料移送ポンプエリア防護対策設備（竜巻防護鋼板及び架構により構成する。）	同上	材料 厚さ	発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
施設共通 (竜巻)	建物開口部 防護対策設備（竜巻防護ネット、 竜巻防護鋼板、架構及び鋼製扉により構成する。）	同上	材料 線径 網目寸法 厚さ	発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
施設共通 (火山)	取水槽循環水ポンプエリア防護対策設備	<p>外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のある施設のうち、屋外に設置している施設及び外部事象防護対象施設を内包する施設並びに防護措置として設置する火山防護対策設備については、降下火砕物が堆積しやすい構造を有する場合には荷重による影響を考慮する。</p> <p>これらの施設については、降下火砕物を除去することにより、降下火砕物による荷重並びに火山と組み合わせる積雪及び風（台風）の荷重を短期的な荷重として考慮し、機能を損なうおそれがないよう構造健全性を維持する設計とする。</p> <p>なお、降下火砕物が長期的に堆積しないよう、当該施設に堆積する降下火砕物を適宜除去することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のある施設のうち、屋外に設置している施設及び外部事象防護対象施設を内包する施設並びに防護措置として設置する火山防護対策設備については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、耐食性のある材料の使用又は塗装を実施することにより、降下火砕物による短期的な腐食が発生しない設計とする。</p>	—	発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
施設共通 (火山)	ディーゼル燃料移送ポンプ防護対策設備	同上	—	発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
施設共通 (アクセスルート)	ホイールローダ	屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物等の損壊，周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり），その他自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物，積雪並びに火山の影響）を想定し，複数のアクセスルートの中から状況を確認し，早期に復旧可能なアクセスルートを確認するため，障害物を除去可能なホイールローダを 2 台（予備 1 台）保管，使用する。	台数	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書
施設共通 (地震) (その他発電用原子炉の附属施設 (浸水防護施設)と兼用)	地下水位低下設備	防波壁の設置及び地盤改良を実施したことにより山から海に向かう地下水の流れが遮断され敷地内の地下水位が上昇するおそれがあることを踏まえ，建設時から地下水位低下設備を設置していた原子炉建物等の建物・構築物に作用する揚圧力の低減を目的とし，地下水位を一定の範囲に保持するための地下水位低下設備（浸水防護施設の設備と兼用）を新設する。地下水位低下設備は，揚水井戸（個数 1）及び多重化した揚水系統（揚水ポンプ（容量 216m ³ /h/個，揚程 35m，原動機出力 37kW，個数 2/系統），水位計（個数 1/系統，計測範囲 EL-21.6m～EL-11.6m），配管等）で構成する。 地下水に対しては，地下水位低下設備の停止により建物周囲の水位が周辺の地下水位まで上昇することを想定し，建物外周部における壁，扉，堰等により溢水防護区画を内包する建物内への流入を防止する設計とし，防護すべき設備が要求される機能を損なうお	容量 揚程 原動機出力 個数 検出範囲	地下水位低下設備の設計方針

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		それがない設計とする。さらに、耐震性を有する地下水位低下設備（施設共通（地震）の設備を浸水防護施設の設備として兼用）により地下水の水位上昇を抑制し、溢水防護区画を内包する建物内へ伝播しない設計とする。		
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	サイフォンブレイク配管	燃料プールに接続する配管の破損等により、燃料プール冷却系戻り配管からサイフォン現象による水の漏えいが発生した場合に、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）4階における線量率が放射線被ばくを管理する上で定めた線量率を満足できるよう、漏えいの継続を防止し、燃料体等からの放射線の遮蔽に必要となる水位を維持するため、燃料プール冷却系戻り配管の逆止弁にサイフォンブレイク配管を設ける設計とする。	—	使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	燃料プール監視カメラ（SA）	燃料プール監視カメラ（SA）（個数1）は、想定される重大事故等時において赤外線機能により燃料プールの状態を監視できる設計とする。 重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータは、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとし、計測する装置は「表1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の主要設備リスト」の「使用済燃料貯蔵設備 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置」に示す重大事故等対処設備の他、燃料プール監視カメラ（SA）（個数1）とする。	個数	使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	燃料プール監視カメラ用冷却設備	燃料プール監視カメラ（SA）の耐環境性向上のため、燃料プール監視カメラ用冷却設備（個数1、容量330ℓ/min以上）を設ける設計とする。	個数 容量	設定根拠に関する説明書（別添）

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
計測制御システム施設	格納容器ガスサンプリング装置 (格納容器水素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(SA))	格納容器水素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(SA)は、格納容器ガスサンプリング装置(格納容器水素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(SA))(圧縮機(個数1,吐出圧力0.86MPa以上,容量12.4ℓ/min以上),冷却器(個数1,容量15.4kJ/h以上),窒素ポンペ(個数2(予備2)))により原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建物原子炉棟(二次格納施設)内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室(「1,2号機共用」(以下同じ。))より監視できる設計とする。	個数 吐出圧力 容量	設定根拠に関する説明書(別添)
計測制御システム施設	格納容器ガスサンプリング装置 (格納容器水素濃度(B系)及び格納容器酸素濃度(B系))	格納容器水素濃度(B系)及び格納容器酸素濃度(B系)は、格納容器ガスサンプリング装置(格納容器水素濃度(B系)及び格納容器酸素濃度(B系))(サンプリングポンプ(個数1,吐出圧力0.66MPa以上,容量1ℓ/min/個以上),冷却器(個数2,伝熱面積0.22m ² /個以上))により原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建物原子炉棟(二次格納施設)内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。	個数 吐出圧力 容量 伝熱面積	設定根拠に関する説明書(別添)
計測制御システム施設	第1ベントフィルタ出口水素濃度	重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータは、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとし、計測する装置は「表1 計測制御システム施設の主要設備リスト」の「計測装置」に示す重大事故等対処設備の他、原子炉圧力容器温度(SA)(個数2,計測範囲0~500℃),スクラバ容器水位(個数8,計測範囲 mm),スクラバ容器圧力(個数4,計測範囲0~1MPa),スクラバ容器温度(個数4,計測範囲0~300℃),第1ベ	個数 計測範囲	計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		<p>ントフィルタ出口水素濃度（個数 1（予備 1），計測範囲 0～20vol%/0～100vol%），残留熱除去系熱交換器冷却水流量（個数 2，計測範囲 0～1500m³/h），低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力（個数 2，計測範囲 0～4MPa），原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力（個数 1，計測範囲 0～10MPa），高圧炉心スプレイポンプ出口圧力（個数 1，計測範囲 0～12MPa），残留熱代替除去ポンプ出口圧力（個数 2，計測範囲 0～3MPa），静的触媒式水素処理装置入口温度（個数 2，計測範囲 0～100℃），静的触媒式水素処理装置出口温度（個数 2，計測範囲 0～400℃）とする。</p> <p>格納容器フィルタベント系の排出経路における水素濃度を測定し，監視できるように，第 1 ベントフィルタ出口配管に第 1 ベントフィルタ出口水素濃度（個数 1（予備 1），計測範囲 0～20vol%/0～100vol%）を設ける設計とする。</p>		
計測制御 系統施設	スクラバ容 器水位	同上	個数 計測範囲	計測装置の 構成に関する 説明書並びに 計測範囲及び 警報動作範囲に 関する説明書
計測制御 系統施設	スクラバ容 器圧力	同上	個数 計測範囲	計測装置の 構成に関する 説明書並びに 計測範囲及び 警報動作範囲に 関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
計測制御 系統施設	スクラバ容 器温度	同上	個数 計測範囲	計測装置の 構成に関する 説明書並び びに計測範 囲及び警報 動作範囲に 関する説明 書
計測制御 系統施設	残留熱除去 系熱交換器 冷却水流量	同上	個数 計測範囲	計測装置の 構成に関する 説明書並び びに計測範 囲及び警報 動作範囲に 関する説明 書
計測制御 系統施設	低圧原子炉 代替注水ポ ンプ出口圧 力	同上	個数 計測範囲	計測装置の 構成に関する 説明書並び びに計測範 囲及び警報 動作範囲に 関する説明 書
計測制御 系統施設	原子炉隔離 時冷却ポン プ出口圧力	同上	個数 計測範囲	計測装置の 構成に関する 説明書並び びに計測範 囲及び警報 動作範囲に 関する説明 書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
計測制御 系統施設	高圧炉心ス プレイポン プ出口圧力	同上	個数 計測範囲	計測装置の 構成に関する 説明書並び に計測範囲 及び警報 動作範囲に 関する説明 書
計測制御 系統施設	残留熱代替 除去ポンプ 出口圧力	同上	個数 計測範囲	計測装置の 構成に関する 説明書並び に計測範囲 及び警報 動作範囲に 関する説明 書
計測制御 系統施設	原子炉圧力 容器温度 (SA)	同上	個数 計測範囲	計測装置の 構成に関する 説明書並び に計測範囲 及び警報 動作範囲に 関する説明 書
計測制御 系統施設	静的触媒式 水素処理装 置入口温度	静的触媒式水素処理装置入口温度(個数 2, 計測範囲 0~100℃, 検出器種類 熱電対) 及び静的触媒式水素処理装置出口温度(個数 2, 計測範囲 0~400℃, 検出器種類 熱電対)は, 静的触媒式水素処理装置の入口側及び出口側の温度により静的触媒式水素処理装置の作動状態を中央制御室から監視できる設計とし, 重大事故等時において測定可能なよう	検出器の種 類 個数 計測範囲	計測装置の 構成に関する 説明書並び に計測範囲 及び警報 動作範囲に 関する説明 書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		<p>耐環境性を有した熱電対を使用する。</p> <p>重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータは、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとし、計測する装置は「表 1 計測制御系統施設の主要設備リスト」の「計測装置」に示す重大事故等対処設備の他、原子炉圧力容器温度 (S A) (個数 2, 計測範囲 0~500℃), スクラバ容器水位 (個数 8, 計測範囲 mm), スクラバ容器圧力 (個数 4, 計測範囲 0~1MPa), スクラバ容器温度 (個数 4, 計測範囲 0~300℃), 第 1 ベントフィルタ出口水素濃度 (個数 1 (予備 1), 計測範囲 0~20vol%/0~100vol%), 残留熱除去系熱交換器冷却水流量 (個数 2, 計測範囲 0~1500m³/h), 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 (個数 2, 計測範囲 0~4MPa), 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 (個数 1, 計測範囲 0~10MPa), 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 (個数 1, 計測範囲 0~12MPa), 残留熱代替除去ポンプ出口圧力 (個数 2, 計測範囲 0~3MPa), 静的触媒式水素処理装置入口温度 (個数 2, 計測範囲 0~100℃), 静的触媒式水素処理装置出口温度 (個数 2, 計測範囲 0~400℃) とする。</p>		
計測制御系統施設	静的触媒式水素処理装置出口温度	同上	検出器の種類 個数 計測範囲	計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
計測制御システム施設 (核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用)	可搬型計測器	<p>また、代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置のうち特に重要なパラメータとして、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器（原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、流量（注水量）等の計測用として測定時の故障を想定した予備1個含む1セット30個（予備30個））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備で兼用（以下同じ。））により計測できる設計とし、これらを保管する設計とする。</p> <p>なお、可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。</p> <p>同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。</p>	個数	<p>計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書</p> <p>使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書</p>
計測制御システム施設	自動減圧起動阻止スイッチ	<p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生した場合に、自動減圧起動阻止スイッチ2個及び代替自動減圧起動阻止スイッチ1個を作動させることで発電用原子炉の自動による減圧を防止できる設計とする。</p> <p>原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され出力の急激な</p>	個数	発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		上昇につながるため、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチを中央制御室の同じ盤に設け、自動減圧起動阻止スイッチにより自動減圧系による自動減圧を阻止し、代替自動減圧起動阻止スイッチにより代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止できる設計とする。		
計測制御システム施設	代替自動減圧起動阻止スイッチ	同上	個数	発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書
放射線管理施設	可搬式ダスト・よう素サンプラ	<p>重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）及び放射線量を監視するための移動式周辺モニタリング設備として使用するNaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、α・β線サーベイメータ及び電離箱サーベイメータを設け、測定結果を記録し、保存できるように測定値を表示できる設計とし、可搬式ダスト・よう素サンプラ（個数2（予備1））及び小型船舶（個数1（予備1））（原子炉格納施設の設備及び核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備と兼用）を保管する設計とする。</p> <p>放射能観測車のダスト・よう素サンプラ、よう素モニタ又はダストモニタが機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として使用する可搬式ダスト・よう</p>	個数	管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		素サンプル，NaIシンチレーションサーベイメータ，GM汚染サーベイメータを設け，重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中）を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録し，保存できるように測定値を表示できる設計とし，放射能観測車を代替し得る十分な個数を保管する設計とする。		
放射線管理施設（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設，原子炉格納施設と兼用）	小型船舶	<p>重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中，水中，土壤中）及び放射線量を監視するための移動式周辺モニタリング設備として使用するNaIシンチレーションサーベイメータ，GM汚染サーベイメータ，$\alpha \cdot \beta$線サーベイメータ及び電離箱サーベイメータを設け，測定結果を記録し，保存できるように測定値を表示できる設計とし，可搬式ダスト・よう素サンプル（個数2（予備1））及び小型船舶（個数1（予備1））（原子炉格納施設の設備及び核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備と兼用）を保管する設計とする。</p> <p>シルトフェンスは，汚染水が発電所から海洋に流出する2箇所（2号機放水接合槽及び輪谷湾）に設置できる設計とし，輪谷湾は小型船舶（屋外に保管）個数1（予備1）（放射線管理施設の設備を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備として兼用）により設置できる設計とする。</p>	個数	設定根拠に関する説明書（別添）

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
放射線管理施設	可搬式気象観測装置	重大事故等が発生した場合に発電所において、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するための設備として、可搬式気象観測装置（個数1（予備1））を設ける設計とする。	個数	環境測定装置の取付箇所を明示した図面（その1）
放射線管理施設 （その他発電用原子炉の附属施設のうち緊急時対策所と兼用）	差圧計	差圧計（個数1、計測範囲0～500Pa）は、緊急時対策所の正圧化された室内と周辺エリアとの差圧範囲を監視できる設計とする。 緊急時対策所換気空調系の設備として、緊急時対策所の居住性を確保するため、緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、空気ポンプ加圧設備（空気ポンプ）及び差圧計を設置又は保管する設計とする。	個数 計測範囲	緊急時対策所の機能に関する説明書 緊急時対策所の居住性に関する説明書
放射線管理施設	チェンジングエリア用照明	重大事故等時に、身体サーベイ、作業服の着替え等に必要な照度の確保は、チェンジングエリア用照明（個数2（予備1））によりできる設計とする。	個数	非常用照明に関する説明書
原子炉格納施設 （原子炉冷却系統施設と兼用）	原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）	サプレッションチェンバ（容量2800 m ³ 、個数1）は、想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイに使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である高圧原子炉代替注水系及び残留熱代替除去系並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）の水源として使用できる設計とする。	容量 個数	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
原子炉格納施設	コリウムシールド	コリウムシールドは、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの熔融炉心の流入を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。コリウムシールドは、寸法が厚さ0.13m以上、材料がジルコニア (ZrO ₂)、個数が1個の設計とする。	厚さ 材料 個数	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書
原子炉格納施設	泡消火薬剤容器	泡消火薬剤容器は、航空機燃料火災への泡消火に対応するために必要な容量の泡消火薬剤を保管できる設計とする。泡消火薬剤の保有量は、必要な容量である646ℓに対し余裕をみた5000ℓ確保し、故障時の予備用として1000ℓの計6000ℓを保管する。なお、泡消火薬剤容器の容量は1000ℓ/個であり、確保された泡消火薬剤5000ℓを1000ℓ毎に分け5個、予備用の泡消火薬剤1000ℓを1個の計6個を保管する。	容量 個数	設定根拠に関する説明書(別添)
原子炉格納施設 (原子炉冷却系統施設と兼用)	格納容器フィルタベント系(系統設計流量)	格納容器フィルタベント系は、第1ベントフィルタスクラバ容器(スクラビング水、金属フィルタ)、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器(銀ゼオライトフィルタ)、圧力開放板、遠隔手動弁操作機構、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出(系統設計流量9.8kg/s(1Pdにおいて))することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。 原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及	系統設計流量	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		<p>び酸素ガスを大気へ排出するための重大事故等対処設備として使用する格納容器フィルタベント系は、第1ベントフィルタスクラバ容器（スクラビング水、金属フィルタ）、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器（銀ゼオライトフィルタ）、圧力開放板、遠隔手動弁操作機構、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 9.8kg/s（1Pd において））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として使用する格納容器フィルタベント系は、第1ベントフィルタスクラバ容器（スクラビング水、金属フィルタ）、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器（銀ゼオライトフィルタ）、圧力開放板、遠隔手動弁操作機構、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出（系統設計流量 9.8kg/s（1Pd において））することで、排</p>		

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		<p>気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。</p>		
原子炉格納施設 (原子炉冷却系統施設と兼用)	遠隔手動弁操作機構	<p>格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作機構（個数 5）（原子炉冷却系統施設の設備、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の設備で兼用）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作機構（個数 5）（原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置の設備を放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の設備として兼用）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作機構（個数 5）（原子炉格納施設の設備を原子炉冷却系統施設の設備として兼用）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p>	個数	原子炉格納施設的设计条件に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
原子炉格納施設	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置	炉心の著しい損傷が発生し、非常用ガス処理系を起動する際に、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル（原子炉冷却系統施設の設備、浸水防護施設の設備で兼用）を閉止する必要がある場合には、中央制御室から原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置（個数 2）を操作し、容易かつ確実に閉止できる設計とする。また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は現場においても、人力により操作できる設計とする。	個数	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書
原子炉格納施設 （原子炉冷却系統施設、その他発電用原子炉の附属施設のうち浸水防護施設と兼用）	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル	<p>インターフェイスシステム LOCA 発生時の重大事故等対処設備として使用する原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル（設置枚数 2 枚、開放差圧 6.9kPa 以下）（原子炉格納施設の設備を原子炉冷却系統施設の設備として兼用）は、高圧の原子炉冷却材が原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内へ漏えいして蒸気となり、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の圧力が上昇した場合において、外気との差圧により自動的に開放し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。</p> <p>また、主蒸気管破断事故時等には、原子炉建物内外の差圧による原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル（設置枚数 2 枚、開放差圧 6.9kPa 以下）（原子炉格納施設の設備を浸水防護施設の設備として兼用）及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネル（設置枚数 71 枚、開放差圧 7.36kPa 以上、12.26kPa 以下）（原子炉格納施設の設備を浸水防護施設の設備として兼用）の開放により、溢水防護区画内において蒸気影響を軽減する設計とする。</p>	設置枚数 開放差圧	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
原子炉格納施設 (その他発電用原子炉の附属施設 (浸水防護施設)と兼用)	主蒸気管トンネル室ブローアウトパネル	<p>原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）は、重大事故等時においても、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保することができる設計とする。原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の気密バウンダリの一部として原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）に設置する主蒸気管トンネル室ブローアウトパネル（浸水防護施設の設備で兼用）は、閉状態の維持が可能な設計とする。</p> <p>また、主蒸気管破断事故時等には、原子炉建物内外の差圧による原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル（設置枚数2枚、開放差圧6.9kPa以下）及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネル（設置枚数71枚、開放差圧7.36kPa以上、12.26kPa以下）の開放により、溢水防護区画内において蒸気影響を軽減する設計とする。</p>	設置枚数 開放差圧	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書
原子炉格納施設 (核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用)	シルトフェンス	<p>シルトフェンスは、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。必要数は、各設置場所に必要な幅に対してシルトフェンスを二重に設置することとし、2号機放水接合槽に計2本（高さ約10m、幅約10m）及び輪谷湾に計32本（高さ約7～20m（一重目は計16本（高さ約7m：3本、約10m：1本、約12m：2本、約14m：1本、約15m：2本、約16m：1本、約17m：1本、約18m：1本、約19m：2本、約20m：2本）、二重目は計16本（高さ約7m：3本、約10m：1本、約13m：2本、約15m：1本、約16m：1本、約17m：2本、約18m：1本、約19m：2本、約20m：3本）。）、幅約20m）を使用する設計とする。また、予備については、各設置場所に対して2本の計4本（2号機放水接合槽は2本（高さ約10m、幅約10m）、輪谷湾は2本（高さ約20m、幅約20m））を保管</p>	高さ 幅 個数	設定根拠に関する説明書（別添）

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		<p>することとし、予備を含めた保有数として設置場所 2 箇所分の合計 38 本を保管する。</p>		
原子炉格納施設 (核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用)	放射性物質吸着材	<p>放射性物質吸着材は、雨水排水路等に流入した汚染水が通過する際に放射性物質を吸着できるよう、雨水排水路集水桝3箇所に、約 2280kg (雨水排水路集水桝 (No. 3 排水路)), 約100kg (雨水排水路集水桝 (2号機放水槽南)), 約700kg (雨水排水路集水桝 (2号機廃棄物処理建物南)) を使用時に設置できる設計とする。</p> <p>放射性物質吸着材は、各設置場所に必要となる保有量に加え、予備として約 2280kg を保管する。</p>	重量	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	メタルクラッド開閉装置	<p>加えて、重要安全施設への電力供給に係る電気盤及び当該電気盤に影響を与えるおそれのある電気盤 (安全施設 (重要安全施設を除く。) への電力供給に係るものに限る。) について、遮断器の遮断時間の適切な設定等により、高エネルギーのアーク放電によるこれらの電気盤の損壊の拡大を防止することができる設計とする。</p>	—	非常用発電装置の出力の決定に関する説明書
		<p>非常用所内電気設備は、3 系統の非常用母線等 (メタルクラッド開閉装置 (6900V, 1200A のものを 2 個), 2HPCS-メタルクラッド開閉装置 (6900V, 1200A のものを 1 個), ロードセンタ (460V, 4000A のものを 2 個), コントロールセンタ (460V, 800A のものを 2 個, 460V, 600A のものを 7 個, 460V, 400A のものを 2 個), 2HPCS コントロールセンタ (460V, 800A のものを 1 個), 動力変圧器 (3200kVA, 6600/460V のものを 2 個), 2HPCS-動力変圧器 (500kVA, 6600/460V のものを 1 個)) により構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも 1 系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計と</p>	容量 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		する。		
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	2HPCS-メタルクラッド開閉装置	加えて、重要安全施設への電力供給に係る電気盤及び当該電気盤に影響を与えるおそれのある電気盤（安全施設（重要安全施設を除く。）への電力供給に係るものに限る。）について、遮断器の遮断時間の適切な設定等により、高エネルギーのアーク放電によるこれらの電気盤の損壊の拡大を防止することができる設計とする。	—	非常用発電装置の出力の決定に関する説明書
		非常用所内電気設備は、3系統の非常用母線等（メタルクラッド開閉装置（6900V, 1200Aのものを2個）、2HPCS-メタルクラッド開閉装置（6900V, 1200Aのものを1個）、ロードセンタ（460V, 4000Aのものを2個）、コントロールセンタ（460V, 800Aのものを2個、460V, 600Aのものを7個、460V, 400Aのものを2個）、2HPCSコントロールセンタ（460V, 800Aのものを1個）、動力変圧器（3200kVA, 6600/460Vのものを2個）、2HPCS-動力変圧器（500kVA, 6600/460Vのものを1個））により構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	ロードセンタ	加えて、重要安全施設への電力供給に係る電気盤及び当該電気盤に影響を与えるおそれのある電気盤（安全施設（重要安全施設を除く。）への電力供給に係るものに限る。）について、遮断器の遮断時間の適切な設定等により、高エネルギーのアーク放電によるこれらの電気盤の損壊の拡大を防止することができる設計とする。	—	非常用発電装置の出力の決定に関する説明書
		非常用所内電気設備は、3系統の非常用母線等（メタルクラッド開閉装置（6900V, 1200Aのものを2個）、2HPCS-メタルクラッド開閉	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		装置 (6900V, 1200A のものを 1 個), ロードセンタ (460V, 4000A のものを 2 個), コントロールセンタ (460V, 800A のものを 2 個, 460V, 600A のものを 7 個, 460V, 400A のものを 2 個), 2HPCS コントロールセンタ (460V, 800A のものを 1 個), 動力変圧器 (3200kVA, 6600/460V のものを 2 個), 2HPCS-動力変圧器 (500kVA, 6600/460V のものを 1 個) により構成することにより, 共通要因で機能を失うことなく, 少なくとも 1 系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。		
その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	コントロールセンタ	加えて, 重要安全施設への電力供給に係る電気盤及び当該電気盤に影響を与えるおそれのある電気盤 (安全施設 (重要安全施設を除く。) への電力供給に係るものに限る。) について, 遮断器の遮断時間の適切な設定等により, 高エネルギーのアーク放電によるこれらの電気盤の損壊の拡大を防止することができる設計とする。	—	非常用発電装置の出力の決定に関する説明書
		非常用所内電気設備は, 3 系統の非常用母線等 (メタルクラッド開閉装置 (6900V, 1200A のものを 2 個), 2HPCS-メタルクラッド開閉装置 (6900V, 1200A のものを 1 個), ロードセンタ (460V, 4000A のものを 2 個), コントロールセンタ (460V, 800A のものを 2 個, 460V, 600A のものを 7 個, 460V, 400A のものを 2 個), 2HPCS コントロールセンタ (460V, 800A のものを 1 個), 動力変圧器 (3200kVA, 6600/460V のものを 2 個), 2HPCS-動力変圧器 (500kVA, 6600/460V のものを 1 個) により構成することにより, 共通要因で機能を失うことなく, 少なくとも 1 系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。	容量 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	2HPCS コントロールセンタ	<p>加えて、重要安全施設への電力供給に係る電気盤及び当該電気盤に影響を与えるおそれのある電気盤（安全施設（重要安全施設を除く。）への電力供給に係るものに限る。）について、遮断器の遮断時間の適切な設定等により、高エネルギーのアーク放電によるこれらの電気盤の損壊の拡大を防止することができる設計とする。</p>	—	非常用発電装置の出力の決定に関する説明書
		<p>非常用所内電気設備は、3系統の非常用母線等（メタルクラッド開閉装置（6900V, 1200A のものを2個）、2HPCS-メタルクラッド開閉装置（6900V, 1200A のものを1個）、ロードセンタ（460V, 4000A のものを2個）、コントロールセンタ（460V, 800A のものを2個、460V, 600A のものを7個、460V, 400A のものを2個）、2HPCS コントロールセンタ（460V, 800A のものを1個）、動力変圧器（3200kVA, 6600/460V のものを2個）、2HPCS-動力変圧器（500kVA, 6600/460V のものを1個））により構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。</p>	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	動力変圧器	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	2HPCS-動力変圧器	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発 電用原子 炉の附属 施設（非 常用電源 設備）	緊急用メタ クラ	<p>これとは別に設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替所内電気設備を使用できる設計とする。</p> <p>代替所内電気設備は、緊急用メタクラ（6900V、1200A のものを1個）、メタクラ切替盤（6900V、1200A のものを2個）、高圧発電機車接続プラグ収納箱（6600V、1200A のものを2個）、緊急用メタクラ接続プラグ盤（6600V、1200A のものを1個）、SAロードセンタ（460V、1200A のものを1個）、SA1コントロールセンタ（460V、400A のものを1個）、SA2コントロールセンタ（460V、400A のものを1個）、充電器電源切替盤（460V、225A のものを1個）、SA電源切替盤（460V、50A のものを2個）、重大事故操作盤、2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置、電路、計測制御装置等で構成し、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型直流電源設備の電路として使用し電力を供給できる設計とする。</p>	容量 個数	設定根拠に 関する説明 書（別添）
その他発 電用原子 炉の附属 施設（非 常用電源 設備）	メタクラ切 替盤	同上	容量 個数	設定根拠に 関する説明 書（別添）
その他発 電用原子 炉の附属 施設（非 常用電源 設備）	高圧発電機 車接続プラ グ収納箱	同上	容量 個数	設定根拠に 関する説明 書（別添）

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発 電用原子 炉の附属 施設（非 常用電源 設備）	緊急用メタ クラ接続プ ラグ盤	同上	容量 個数	設定根拠に 関する説明 書（別添）
その他発 電用原子 炉の附属 施設（非 常用電源 設備）	SA ロード センタ	同上	容量 個数	設定根拠に 関する説明 書（別添）
その他発 電用原子 炉の附属 施設（非 常用電源 設備）	SA1 コント ロールセン タ	同上	容量 個数	設定根拠に 関する説明 書（別添）
その他発 電用原子 炉の附属 施設（非 常用電源 設備）	SA2 コント ロールセン タ	同上	容量 個数	設定根拠に 関する説明 書（別添）
その他発 電用原子 炉の附属 施設（非 常用電源 設備）	充電器電源 切替盤	同上	容量 個数	設定根拠に 関する説明 書（別添）

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	SA 電源切替盤	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	緊急時対策所 発電機接続プラグ盤	緊急時対策所用発電機の発電機は、緊急時対策所 発電機接続プラグ盤（210V, 1200A のものを 1 個）、緊急時対策所 低圧受電盤（460/210V, 800A のものを 1 個）、緊急時対策所 低圧母線盤（210/105V, 800A のものを 1 個）、緊急時対策所 低圧分電盤 1（105V, 225A のものを 1 個）、緊急時対策所 低圧分電盤 2（105V, 225A のものを 1 個）、緊急時対策所 無停電交流電源装置（35kVA, 210/210-105V のものを 1 個）、緊急時対策所 無停電分電盤 1（105V, 225A のものを 1 個）、緊急時対策所 直流 115V 充電器（120V, 200A のものを 1 個）、可搬ケーブル（210V, 302A のものを 1 相分 2 本の 3 相分 6 本を 4 セット）を經由して緊急時対策所空気浄化送風機、衛星電話設備（固定型）（1, 2, 3 号機共用）、無線通信設備（固定型）（1 号機設備, 1, 2, 3 号機共用）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム, IP-電話機及び IP-FAX）（1, 2, 3 号機共用）及び安全パラメータ表示システム（SPDS）（1, 2, 3 号機共用（SPDS データ収集サーバは 1, 2 号機共用））等へ給電できる設計とする。	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発 電用原子 炉の附属 施設（非 常用電源 設備）	緊急時対策 所 低圧受 電盤	同上	容量 個数	設定根拠に 関する説明 書（別添）
その他発 電用原子 炉の附属 施設（非 常用電源 設備）	緊急時対策 所 低圧母 線盤	同上	容量 個数	設定根拠に 関する説明 書（別添）
その他発 電用原子 炉の附属 施設（非 常用電源 設備）	緊急時対策 所 低圧分 電盤 1	同上	容量 個数	設定根拠に 関する説明 書（別添）
その他発 電用原子 炉の附属 施設（非 常用電源 設備）	緊急時対策 所 低圧分 電盤 2	同上	容量 個数	設定根拠に 関する説明 書（別添）
その他発 電用原子 炉の附属 施設（非 常用電源 設備）	緊急時対策 所 無停電 交流電源装 置	同上	容量 個数	設定根拠に 関する説明 書（別添）

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	緊急時対策所 無停電分電盤 1	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	緊急時対策所 直流 115V 充電器	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	可搬ケーブル	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	230V 系充電器 (RCIC)	<p>所内常設蓄電式直流電源設備は、B-115V 系蓄電池、B1-115V 系蓄電池 (SA)、230V 系蓄電池 (RCIC)、SA 用 115V 系蓄電池、B-115V 系充電器、B1-115V 系充電器 (SA)、230V 系充電器 (RCIC)、SA 用 115V 系充電器、B-115V 系直流盤、B1-115V 系直流盤 (SA)、230V 系直流盤 (RCIC)、SA 対策設備用分電盤 (2) (115V, 225A のものを 1 個)、HPAC 直流コントロールセンタ (115V, 600A のものを 1 個)、電路、計測制御装置等で構成し、B-115V 系蓄電池、B1-115V 系蓄電池 (SA)、230V 系蓄電池 (RCIC) 及び SA 用 115V 系蓄電池は、直流母線へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>所内常設蓄電式直流電源設備の B-115V 系蓄電池は、全交流動力電源喪失から 8 時間後に、一部負荷の電源を B1-115V 系蓄電池 (SA)</p>	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		<p>に切り替えると共に、不要な負荷の切離しを行うことで、全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり、電力を供給できる設計とする。</p> <p>なお、230V 系蓄電池 (RCIC) 及び SA 用 115V 系蓄電池は負荷を切り離すことなく全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり電力を供給できる設計とする。また、交流電源復旧後に、交流電源を B-115V 系充電器, B1-115V 系充電器 (SA), 230V 系充電器 (RCIC) 及び SA 用 115V 系充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p> <p>非常用直流電源設備の 230V 系蓄電池 (RCIC), 230V 系充電器 (RCIC) (240V, 200A のものが 1 個), A-115V 系蓄電池, A-115V 系充電器 (130V, 210A のものが 1 個), 高圧炉心スプレイ系蓄電池, 高圧炉心スプレイ系充電器 (130V, 80A のものが 1 個), B-115V 系蓄電池, B-115V 系充電器 (120V, 400A のものが 1 個), B1-115V 系蓄電池 (SA), B1-115V 系充電器 (SA), 原子炉中性子計装用蓄電池, 原子炉中性子計装用充電器 ($\pm 28.8V$, 20A のものが 2 個), 230V 系直流盤 (RCIC) (230V, 800A のものが 1 個), 115V 直流盤 (115V, 500A のものが 4 個), 原子炉中性子計装用分電盤 ($\pm 24V$, 100A のものが 2 個) は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として使用できる設計とする。</p>		
その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	A-115V 系充電器	<p>非常用直流電源設備の 230V 系蓄電池 (RCIC), 230V 系充電器 (RCIC) (240V, 200A のものが 1 個), A-115V 系蓄電池, A-115V 系充電器 (130V, 210A のものが 1 個), 高圧炉心スプレイ系蓄電池, 高圧炉心スプレイ系充電器 (130V, 80A のものが 1 個), B-115V 系蓄電池, B-115V 系充電器 (120V, 400A のものが 1 個),</p>	容量 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		B1-115V 系蓄電池 (SA), B1-115V 系充電器 (SA), 原子炉中性子計装用蓄電池, 原子炉中性子計装用充電器 ($\pm 28.8V$, 20A のものが 2 個), 230V 系直流盤 (RCIC) (230V, 800A のものが 1 個), 115V 直流盤 (115V, 500A のものが 4 個), 原子炉中性子計装用分電盤 ($\pm 24V$, 100A のものが 2 個) は, 想定される重大事故等時において, 重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として使用できる設計とする。		
その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	B-115V 系充電器	<p>所内常設蓄電式直流電源設備は, B-115V 系蓄電池, B1-115V 系蓄電池 (SA), 230V 系蓄電池 (RCIC), SA 用 115V 系蓄電池, B-115V 系充電器, B1-115V 系充電器 (SA), 230V 系充電器 (RCIC), SA 用 115V 系充電器, B-115V 系直流盤, B1-115V 系直流盤 (SA), 230V 系直流盤 (RCIC), SA 対策設備用分電盤 (2) (115V, 225A のものを 1 個), HPAC 直流コントロールセンタ (115V, 600A のものを 1 個), 電路, 計測制御装置等で構成し, B-115V 系蓄電池, B1-115V 系蓄電池 (SA), 230V 系蓄電池 (RCIC) 及び SA 用 115V 系蓄電池は, 直流母線へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>所内常設蓄電式直流電源設備の B-115V 系蓄電池は, 全交流動力電源喪失から 8 時間後に, 一部負荷の電源を B1-115V 系蓄電池 (SA) に切り替えると共に, 不要な負荷の切離しを行うことで, 全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり, 電力を供給できる設計とする。</p> <p>なお, 230V 系蓄電池 (RCIC) 及び SA 用 115V 系蓄電池は負荷を切り離すことなく全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり電力を供給できる設計とする。また, 交流電源復旧後に, 交流電源を B-115V 系充電器, B1-115V 系充電器 (SA), 230V 系充電器 (RCIC) 及び SA</p>	容量 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		<p>用 115V 系充電器を經由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p> <p>非常用直流電源設備の 230V 系蓄電池 (RCIC), 230V 系充電器 (RCIC) (240V, 200A のものが 1 個), A-115V 系蓄電池, A-115V 系充電器 (130V, 210A のものが 1 個), 高圧炉心スプレイ系蓄電池, 高圧炉心スプレイ系充電器 (130V, 80A のものが 1 個), B-115V 系蓄電池, B-115V 系充電器 (120V, 400A のものが 1 個), B1-115V 系蓄電池 (SA), B1-115V 系充電器 (SA), 原子炉中性子計装用蓄電池, 原子炉中性子計装用充電器 ($\pm 28.8V$, 20A のものが 2 個), 230V 系直流盤 (RCIC) (230V, 800A のものが 1 個), 115V 直流盤 (115V, 500A のものが 4 個), 原子炉中性子計装用分電盤 ($\pm 24V$, 100A のものが 2 個) は, 想定される重大事故等時において, 重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として使用できる設計とする。</p>		
その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	高圧炉心スプレイ系充電器	<p>非常用直流電源設備の 230V 系蓄電池 (RCIC), 230V 系充電器 (RCIC) (240V, 200A のものが 1 個), A-115V 系蓄電池, A-115V 系充電器 (130V, 210A のものが 1 個), 高圧炉心スプレイ系蓄電池, 高圧炉心スプレイ系充電器 (130V, 80A のものが 1 個), B-115V 系蓄電池, B-115V 系充電器 (120V, 400A のものが 1 個), B1-115V 系蓄電池 (SA), B1-115V 系充電器 (SA), 原子炉中性子計装用蓄電池, 原子炉中性子計装用充電器 ($\pm 28.8V$, 20A のものが 2 個), 230V 系直流盤 (RCIC) (230V, 800A のものが 1 個), 115V 直流盤 (115V, 500A のものが 4 個), 原子炉中性子計装用分電盤 ($\pm 24V$, 100A のものが 2 個) は, 想定される重大事故等時において, 重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備 (設計基準拡張) と</p>	容量 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		して使用できる設計とする。		
その他発 電用原子 炉の附属 施設（非 常用電源 設備）	原子炉中性 子計装用充 電器	同上	容量 個数	設定根拠に 関する説明 書（別添）
その他発 電用原子 炉の附属 施設（非 常用電源 設備）	230V系直 流盤 (RCIC)	<p>所内常設蓄電式直流電源設備は、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)、230V系蓄電池(RCIC)、SA用115V系蓄電池、B-115V系充電器、B1-115V系充電器(SA)、230V系充電器(RCIC)、SA用115V系充電器、B-115V系直流盤、B1-115V系直流盤(SA)、230V系直流盤(RCIC)、SA対策設備用分電盤(2)(115V, 225Aのものを1個)、HPAC直流コントロールセンタ(115V, 600Aのものを1個)、電路、計測制御装置等で構成し、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)、230V系蓄電池(RCIC)及びSA用115V系蓄電池は、直流母線へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>所内常設蓄電式直流電源設備のB-115V系蓄電池は、全交流動力電源喪失から8時間後に、一部負荷の電源をB1-115V系蓄電池(SA)に切り替えると共に、不要な負荷の切離しを行うことで、全交流動力電源喪失から24時間にわたり、電力を供給できる設計とする。なお、230V系蓄電池(RCIC)及びSA用115V系蓄電池は負荷を切り離すことなく全交流動力電源喪失から24時間にわたり電力を供給できる設計とする。また、交流電源復旧後に、交流電源をB-115V系充電器、B1-115V系充電器(SA)、230V系充電器(RCIC)及びSA用115V系充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p> <p>非常用直流電源設備の230V系蓄電池</p>	容量 個数	設定根拠に 関する説明 書（別添）

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		(RCIC), 230V 系充電器(RCIC) (240V, 200A のものが1個), A-115V 系蓄電池, A-115V 系充電器 (130V, 210A のものが1個), 高圧炉心スプレイ系蓄電池, 高圧炉心スプレイ系充電器 (130V, 80A のものが1個), B-115V 系蓄電池, B-115V 系充電器 (120V, 400A のものが1個), B1-115V 系蓄電池 (SA), B1-115V 系充電器 (SA), 原子炉中性子計装用蓄電池, 原子炉中性子計装用充電器 (±28.8V, 20A のものが2個), 230V 系直流盤 (RCIC) (230V, 800A のものが1個), 115V 直流盤 (115V, 500A のものが4個), 原子炉中性子計装用分電盤 (±24V, 100A のものが2個) は, 想定される重大事故等時において, 重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として使用できる設計とする。		
その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	230V 系直流盤 (常用)	可搬型直流電源設備は, 高圧発電機車, B1-115V系充電器 (SA), SA用115V系充電器, 230V 系充電器 (常用), B-115V系直流盤 (SA), SA 対策設備用分電盤 (2), HPAC直流コントロールセンタ, 230V系直流盤 (常用) (230V, 800A のものが1個), ガスタービン発電機用軽油タンク, A-ディーゼル燃料貯蔵タンク, B-ディーゼル燃料貯蔵タンク, ディーゼル燃料貯蔵タンク, タンクローリ, 電路, 計測制御装置等で構成し, 高圧発電機車を代替所内電気設備, B1-115V系充電器 (SA), SA用115V系充電器及び230V系充電器 (常用) を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。	容量 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源)	115V 直流盤	所内常設蓄電式直流電源設備は, B-115V 系蓄電池, B1-115V 系蓄電池 (SA), 230V 系蓄電池 (RCIC), SA 用 115V 系蓄電池, B-115V 系充電器, B1-115V 系充電器 (SA), 230V 系充電器 (RCIC), SA 用 115V 系充電器, B-115V 系直	容量 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
設備)		<p>流盤, B1-115V 系直流盤 (SA), 230V 系直流盤 (RCIC), SA 対策設備用分電盤 (2) (115V, 225A のものを 1 個), HPAC 直流コントロールセンタ (115V, 600A のものを 1 個), 電路, 計測制御装置等で構成し, B-115V 系蓄電池, B1-115V 系蓄電池 (SA), 230V 系蓄電池 (RCIC) 及び SA 用 115V 系蓄電池は, 直流母線へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>所内常設蓄電式直流電源設備の B-115V 系蓄電池は, 全交流動力電源喪失から 8 時間後に, 一部負荷の電源を B1-115V 系蓄電池 (SA) に切り替えると共に, 不要な負荷の切離しを行うことで, 全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり, 電力を供給できる設計とする。なお, 230V 系蓄電池 (RCIC) 及び SA 用 115V 系蓄電池は負荷を切り離すことなく全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり電力を供給できる設計とする。また, 交流電源復旧後に, 交流電源を B-115V 系充電器, B1-115V 系充電器 (SA), 230V 系充電器 (RCIC) 及び SA 用 115V 系充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p> <p>可搬型直流電源設備は, 高圧発電機車, B1-115V 系充電器 (SA), SA 用 115V 系充電器, 230V 系充電器 (常用), B-115V 系直流盤 (SA), SA 対策設備用分電盤 (2), HPAC 直流コントロールセンタ, 230V 系直流盤 (常用) (230V, 800A ものが 1 個), ガスタービン発電機用軽油タンク, A-ディーゼル燃料貯蔵タンク, B-ディーゼル燃料貯蔵タンク, ディーゼル燃料貯蔵タンク, タンクローリ, 電路, 計測制御装置等で構成し, 高圧発電機車を代替所内電気設備, B1-115V 系充電器 (SA), SA 用 115V 系充電器及び 230V 系充電器 (常用) を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設</p>		

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		<p>計とする。</p> <p>非常用直流電源設備の 230V 系蓄電池 (RCIC), 230V 系充電器(RCIC) (240V, 200A のものが 1 個), A-115V 系蓄電池, A-115V 系充電器 (130V, 210A のものが 1 個), 高圧炉心スプレイ系蓄電池, 高圧炉心スプレイ系充電器 (130V, 80A のものが 1 個), B-115V 系蓄電池, B-115V 系充電器 (120V, 400A のものが 1 個), B1-115V 系蓄電池 (SA), B1-115V 系充電器 (SA), 原子炉中性子計装用蓄電池, 原子炉中性子計装用充電器 ($\pm 28.8V$, 20A のものが 2 個), 230V 系直流盤 (RCIC) (230V, 800A のものが 1 個), 115V 直流盤 (115V, 500A のものが 4 個), 原子炉中性子計装用分電盤 ($\pm 24V$, 100A のものが 2 個) は, 想定される重大事故等時において, 重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として使用できる設計とする。</p>		
その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	原子炉中性子計装用分電盤	<p>非常用直流電源設備の 230V 系蓄電池 (RCIC), 230V 系充電器(RCIC) (240V, 200A のものが 1 個), A-115V 系蓄電池, A-115V 系充電器 (130V, 210A のものが 1 個), 高圧炉心スプレイ系蓄電池, 高圧炉心スプレイ系充電器 (130V, 80A のものが 1 個), B-115V 系蓄電池, B-115V 系充電器 (120V, 400A のものが 1 個), B1-115V 系蓄電池 (SA), B1-115V 系充電器 (SA), 原子炉中性子計装用蓄電池, 原子炉中性子計装用充電器 ($\pm 28.8V$, 20A のものが 2 個), 230V 系直流盤 (RCIC) (230V, 800A のものが 1 個), 115V 直流盤 (115V, 500A のものが 4 個), 原子炉中性子計装用分電盤 ($\pm 24V$, 100A のものが 2 個) は, 想定される重大事故等時において, 重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として使用できる設計とする。</p>	容量 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	HPAC 直流 コントロー ルセンタ	<p>所内常設蓄電式直流電源設備は、B-115V 系蓄電池、B1-115V 系蓄電池 (SA)、230V 系蓄電池 (RCIC)、SA 用 115V 系蓄電池、B-115V 系充電器、B1-115V 系充電器 (SA)、230V 系充電器 (RCIC)、SA 用 115V 系充電器、B-115V 系直流盤、B1-115V 系直流盤 (SA)、230V 系直流盤 (RCIC)、SA 対策設備用分電盤 (2) (115V, 225A のものを 1 個)、HPAC 直流コントロールセンタ (115V, 600A のものを 1 個)、電路、計測制御装置等で構成し、B-115V 系蓄電池、B1-115V 系蓄電池 (SA)、230V 系蓄電池 (RCIC) 及び SA 用 115V 系蓄電池は、直流母線へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>所内常設蓄電式直流電源設備の B-115V 系蓄電池は、全交流動力電源喪失から 8 時間後に、一部負荷の電源を B1-115V 系蓄電池 (SA) に切り替えると共に、不要な負荷の切離しを行うことで、全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり、電力を供給できる設計とする。なお、230V 系蓄電池 (RCIC) 及び SA 用 115V 系蓄電池は負荷を切り離すことなく全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり電力を供給できる設計とする。</p> <p>また、交流電源復旧後に、交流電源を B-115V 系充電器、B1-115V 系充電器 (SA)、230V 系充電器 (RCIC) 及び SA 用 115V 系充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p> <p>可搬型直流電源設備は、高圧発電機車、B1-115V 系充電器 (SA)、SA 用 115V 系充電器、230V 系充電器 (常用)、B-115V 系直流盤 (SA)、SA 対策設備用分電盤 (2)、HPAC 直流コントロールセンタ、230V 系直流盤 (常用) (230V, 800A ものが 1 個)、ガスタービン発電機用軽油タンク、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディ</p>	容量 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		一ゼル燃料貯蔵タンク，ディーゼル燃料貯蔵タンク，タンクローリ，電路，計測制御装置等で構成し，高圧発電機車を代替所内電気設備，B1-115V系充電器（SA），SA用115V系充電器及び230V系充電器（常用）を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。		
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	SA対策設備用分電盤（2）	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	SRV用電源切替盤	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち，逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として，可搬型直流電源設備は，逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても，SRV用電源切替盤（115V, 50Aのものを1個）を切り替えることにより，逃がし安全弁（8個）の作動に必要な電源を供給できる設計とする。	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）
その他発電用原子炉の附属施設（常用電源設備）	モニタリングポスト用無停電電源装置（1号機設備，1，2，3号機共用）	モニタリングポスト用発電機（1号機設備，1，2，3号機共用）及びモニタリングポスト用無停電電源装置（1号機設備，1，2，3号機共用）は，機器の過電流を検知し，機関及び装置を停止し故障箇所を隔離することによって，故障による影響を局所化できるとともに，他の安全機能へ影響のない設計とする。	—	常用電源設備の健全性に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発電用原子炉の附属施設 (浸水防護施設)	取水槽水位計	津波監視設備のうち取水槽水位計は、非常用電源設備から給電し、EL-9.3 m～10.7m を測定範囲として、原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプが設置された取水槽の上昇側及び下降側の水位を中央制御室から監視可能な設計とする。	計測範囲	発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
その他発電用原子炉の附属施設 (浸水防護施設)	大型タンク隔離システム	復水輸送系配管、制御棒駆動系配管、消火系配管及び補給水系配管の破損による溢水量低減については、地震時に各配管の破損箇所からの溢水を自動隔離するため、大型タンク隔離システム（大型タンク遮断弁及び制御盤）により、地震大信号(原子炉スクラム)発信後約 1 分で大型タンク遮断弁を自動閉止する設計とする。	自動隔離時間	発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書
その他発電用原子炉の附属施設 (浸水防護施設)	燃料プール冷却系弁閉止システム	燃料プール冷却系配管の破損による溢水量低減については、地震時に燃料プール冷却系配管の破損箇所からの溢水を自動隔離するため、燃料プール冷却系弁閉止システム（燃料プール冷却系弁及び制御盤）により、地震大信号(原子炉スクラム)発信後約 1 分で燃料プール冷却系弁を自動閉止する設計とする。	自動隔離時間	発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書
その他発電用原子炉の附属施設 (浸水防護施設)	循環水系隔離システム	循環水系配管の破損による溢水量低減については、地震時に循環水系配管の破損箇所からの溢水を早期に検知し、自動隔離を行うために、循環水系隔離システム（漏えい検知器、循環水系弁及び制御盤）により、漏えい検知信号及び地震大信号(原子炉スクラム)発信後約 1 分で循環水系弁を自動閉止する設計とする。	自動隔離時間	発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発電用原子炉の附属施設 (浸水防護施設)	被水防護カバー	防護すべき設備のうち、浸水に対する保護構造を有している設備は、評価された被水条件を考慮しても要求される機能を損なうおそれがない設計とする。浸水に対する保護構造を有していない設備は、機能を損なうおそれがない配置、保護カバーによる要求される機能を損なうおそれがない設計又は被水の影響がないよう、水消火を行わない消火手段（全域ガス消火設備等）を採用する等により、被水の影響がない設計とする。	—	発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書
その他発電用原子炉の附属施設（浸水防護施設）	タービン補機海水系隔離システム	浸水防護重点化範囲への津波の流入を防止するため、タービン補機海水系隔離システム（漏えい検知器、タービン補機海水ポンプ出口弁及び制御盤で構成し、タービン補機海水系配管の破損箇所からの溢水を検知し、漏えい検知信号及び地震大信号（原子炉スクラム信号）発信後約 60 秒で自動閉止するインターロック）により、津波来襲前に閉止する設計とする。	自動隔離時間	発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
その他発電用原子炉の附属施設（緊急時対策所）	酸素濃度計	緊急時対策所には、酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう酸素濃度計（個数 1（予備 1））及び二酸化炭素濃度計（個数 1（予備 1））を保管する設計とする。	個数	緊急時対策所の機能に関する説明書 緊急時対策所の居住性に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発電用原子炉の附属施設（緊急時対策所）	二酸化炭素濃度計	同上	個数	緊急時対策所の機能に関する説明書 緊急時対策所の居住性に関する説明書

VI-1-1-5-別添 2 設定根拠に関する説明書（別添）

目次

1. 概要	1
2. 設定根拠に関する説明書（別添）	2
2.1 シルトフェンス	2
2.2 小型船舶	5
2.3 泡消火薬剤容器	6
2.4 放射性物質吸着材	7
2.5 メタルクラッド開閉装置	9
2.6 2HPCS-メタルクラッド開閉装置	11
2.7 ロードセンタ	13
2.8 コントロールセンタ	15
2.9 2HPCS コントロールセンタ	18
2.10 動力変圧器	20
2.11 2HPCS-動力変圧器	22
2.12 緊急用メタクラ	23
2.13 メタクラ切替盤	25
2.14 高圧発電機車接続プラグ収納箱	27
2.15 緊急用メタクラ接続プラグ盤	28
2.16 SA ロードセンタ	30
2.17 SA1 コントロールセンタ	32
2.18 SA2 コントロールセンタ	34
2.19 充電器電源切替盤	36
2.20 SA 電源切替盤	38
2.21 緊急時対策所 発電機接続プラグ盤	40
2.22 緊急時対策所 低圧受電盤	41
2.23 緊急時対策所 低圧母線盤	43
2.24 緊急時対策所 低圧分電盤 1	45
2.25 緊急時対策所 低圧分電盤 2	47
2.26 緊急時対策所 無停電交流電源装置	49
2.27 緊急時対策所 無停電分電盤 1	50
2.28 緊急時対策所 直流 115V 充電器	52
2.29 可搬ケーブル	53
2.30 230V 系充電器（RCIC）	54
2.31 A-115V 系充電器	55
2.32 B-115V 系充電器	56

2.33	高圧炉心スプレイ系充電器	57
2.34	原子炉中性子計装用充電器	58
2.35	230V系直流盤 (RCIC)	59
2.36	230V系直流盤 (常用)	60
2.37	115V直流盤	61
2.38	原子炉中性子計装用分電盤	64
2.39	HPAC 直流コントロールセンタ	65
2.40	SA 対策設備用分電盤 (2)	66
2.41	SRV 用電源切替盤	68
2.42	格納容器ガスサンプリング装置 (格納容器水素濃度 (SA) 及び 格納容器酸素濃度 (SA))	69
2.43	格納容器ガスサンプリング装置 (格納容器水素濃度 (B系) 及び 格納容器酸素濃度 (B系))	74
2.44	燃料プール監視カメラ用冷却設備	77

1. 概要

本説明書は、別添1の「技術基準要求機器リスト」にて選定された設備について「設定根拠に関する説明書（別添）」を作成し、仕様設定根拠を説明するものである。

2. 設定根拠に関する説明書（別添）

2.1 シルトフェンス

名	称	シルトフェンス		
		一重目	二重目	
高 さ*1, *2 注記*1：1本当たりの 長さを示す。 *2：（ ）は個数を 示す。	2号機放水接合槽	m	約 10 (1)	約 10 (1)
			予備 約 10 (2)	
	輪谷湾	m	約 7 (3)	約 7 (3)
			約 10 (1)	約 10 (1)
			約 12 (2)	—
			—	約 13 (2)
			約 14 (1)	—
			約 15 (2)	約 15 (1)
			約 16 (1)	約 16 (1)
			約 17 (1)	約 17 (2)
			約 18 (1)	約 18 (1)
			約 19 (2)	約 19 (2)
			約 20 (2)	約 20 (3)
			予備 約 20 (2)	
幅*1	2号機放水接合槽	m	約 10	約 10
			予備 約 10	
	輪谷湾	m	約 20	約 20
			予備 約 20	
個 数		—	34 (予備 4)	

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（海洋拡散抑制設備）として使用するシルトフェンスは、以下の機能を有する。

シルトフェンスは、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

シルトフェンスは、設置場所に応じた高さ及び幅を有し、汚染水が発電所から海洋に流出する2箇所（2号機放水接合槽及び輪谷湾）に設置できる設計とし、輪谷湾は可搬型である小型船舶により設置できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（海洋拡散抑制設備）として使用するシルトフェンスは、以下の機能を有する。

シルトフェンスは、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

シルトフェンスは、設置場所に応じた高さ及び幅を有し、汚染水が発電所から海洋に流出する 2 箇所（2 号機放水接合槽及び輪谷湾）に設置できる設計とし、輪谷湾は可搬型である小型船舶により設置できる設計とする。

1. 高さ

1.1 2号機放水接合槽

2号機放水接合槽に設置するシルトフェンスを重大事故等時ににおいて使用する場合の高さは、満潮時の高さを考慮しても、海底（EL 約-8.0m）まで届く高さである約 10m（2 本）とする。

また、予備の高さは約 10m（2 本）とする。

1.2 輪谷湾

輪谷湾に設置するシルトフェンスを重大事故等時ににおいて使用する場合の高さは、満潮時の高さを考慮しても、海底（EL 約-18~-5m）まで届く高さである約 7~20m（一重目は計 16 本（高さ約 7m：3 本，約 10m：1 本，約 12m：2 本，約 14m：1 本，約 15m：2 本，約 16m：1 本，約 17m：1 本，約 18m：1 本，約 19m：2 本，約 20m：2 本），二重目は計 16 本（高さ約 7m：3 本，約 10m：1 本，約 13m：2 本，約 15m：1 本，約 16m：1 本，約 17m：2 本，約 18m：1 本，約 19m：2 本，約 20m：3 本）。）とする。

また、予備の高さは約 20m（2 本）とする。

2. 幅

2.1 2号機放水接合槽

2号機放水接合槽に設置するシルトフェンスを重大事故等時ににおいて使用する場合の幅は、2号機放水接合槽付近を囲うために必要な約 9.7m を上回る約 10m とする。

シルトフェンスは二重に設置するため、1 本あたりの幅が約 10m のシルトフェンス 1 本により、2号機放水接合槽に必要な約 9.7m を上回る約 10m の幅に設置する。

また、予備の幅は約 10m とする。

2.2 輪谷湾

輪谷湾に設置するシルトフェンスを重大事故等時ににおいて使用する場合の幅は、輪谷湾付近を囲うために必要な約 300m を上回る約 320m とする。

シルトフェンスは二重に設置するため、1本あたりの幅が約20mのシルトフェンス16本により、輪谷湾に必要な約300mを上回る約320mの幅に設置する。

また、予備の幅は約20mとする。

3. 個数

シルトフェンスは、重大事故等対処設備として各設置場所を囲うために必要な個数に加え、放射性物質拡散抑制機能の信頼性向上のために二重に設置する。シルトフェンスの1本あたりの幅は、2号機放水接合槽は約10m、輪谷湾は約20mであることから、2号機放水接合槽は1セット2本、輪谷湾は1セット32本、合計34本を必要個数とする。

また、破れ等の破損時のバックアップとして各設置場所に対して予備2本を確保することから、合計4本を予備として保管する。

2.2 小型船舶

名	称	小型船舶
個	数	1 (予備 1)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>重大事故等時に放射線管理施設として使用する小型船舶は、以下の機能を有する。</p> <p>小型船舶は、重大事故等が発生した場合に発電所等及びその周辺（発電所等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を施設するために設置する。</p> <p>重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（海洋拡散抑制設備）として使用する小型船舶は、以下の機能を有する。</p> <p>小型船舶は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。</p> <p>小型船舶は、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、輪谷湾にシルトフェンスを設置できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（海洋拡散抑制設備）として使用する小型船舶は、以下の機能を有する。</p> <p>小型船舶は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。</p> <p>小型船舶は、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、輪谷湾にシルトフェンスを設置できる設計とする。</p> <p>1. 個数</p> <p>小型船舶は重大事故等対処設備に必要な個数として、故障時及び保守点検時のバックアップ用として予備 1 台を含めた合計 2 台（放射線管理施設の小型船舶、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（海洋拡散抑制設備）の小型船舶及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（海洋拡散抑制設備）の小型船舶と兼用）を第 1 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管する。</p>		

2.3 泡消火薬剤容器

名	称	泡消火薬剤容器
容	量	5000 (予備 1000)
個	数	5 (予備 1)

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（原子炉建物放水設備）として使用する泡消火薬剤容器は、以下の機能を有する。

泡消火薬剤容器は、原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するために設置する。

システム構成は、原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するために、大型送水ポンプ車により海水を泡消火薬剤と混合しながら、ホースを経由して放水砲から原子炉建物周辺へ放水できる設計とする。

1. 容量

泡消火薬剤の容量は、空港に配備されるべき防災レベル等について記載されている、国際民間航空機関（ICAO）発行の空港業務マニュアル（第1部）（以下「空港業務マニュアル」という。）を基に設定する。

設定に当たっては、空港業務マニュアルで離発着機の大きさにより空港カテゴリーが定められており、最大であるカテゴリー10を適用する。また、保有している泡消火薬剤は、1%水成膜泡消火薬剤であり、空港業務マニュアルでは性能レベルBに該当する。

空港カテゴリー10かつ性能レベルBの泡消火薬剤に要求される混合溶液の放射量は11200ℓ/minであり、発泡に必要な水の量は32300ℓである。

必要な泡消火薬剤は $32300\ell \times 1\% = 3230\ell$ に対して、空港業務マニュアルでは2倍の量 $3230 \times 2 = 6460\ell$ を保有することが規定されている。

以上より、必要保有量6460ℓに対して、5000ℓを泡消火薬剤の容量として設定し、故障時の予備用として1000ℓの計6000ℓを保管する。

2. 個数

泡消火薬剤容器（容量1000ℓ/個）の保有数は、航空機衝突による航空機燃料火災に対応するために必要な泡消火薬剤を保管できる5個及び予備1個の計6個保管する。

2.4 放射性物質吸着材

名		称	放射性物質吸着材	
重 量	雨水排水路集水桝 (No. 3 排水路)	kg	約 2280	予備 約 2280
	雨水排水路集水桝 (2号機放水槽南)	kg	約 100	
	雨水排水路集水桝 (2号機廃棄物処理建物南)	kg	約 700	

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（海洋拡散抑制設備）として使用する放射性物質吸着材は、以下の機能を有する。

放射性物質吸着材は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

可搬型である放射性物質吸着材は、雨水排水路等に流入した汚染水が通過する際に放射性物質を吸着できるよう、雨水排水路集水桝3箇所を使用時に設置できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（海洋拡散抑制設備）として使用する放射性物質吸着材は、以下の機能を有する。

放射性物質吸着材は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

可搬型である放射性物質吸着材は、雨水排水路等に流入した汚染水が通過する際に放射性物質を吸着できるよう、雨水排水路集水桝3箇所を使用時に設置できる設計とする。

1. 重量

1.1 雨水排水路集水桝 (No. 3 排水路)

放射性物質吸着材を重大事故等時に使用する場合の重量は、設置する雨水排水路集水桝に設置可能な量でかつ、放水によって生じた汚染水が排水可能な形状の体積と密度を基に設定する。

設置場所の寸法及び放射性物質吸着材密度から算出した約 2280kg を必要な重量とする。

また、故障時のバックアップとして、雨水排水路集水柵（No. 3 排水路）で必要となる放射性物質吸着材と同じ重量の約 2280kg を予備として確保する。

1.2 雨水排水路集水柵（2号機放水槽南）

雨水排水路集水柵（2号機放水槽南）の重量は、設置場所の寸法及び放射性物質吸着材密度から算出した約 100kg を必要な重量とする。

1.3 雨水排水路集水柵（2号機廃棄物処理建物南）

雨水排水路集水柵（2号機廃棄物処理建物南）の重量は、設置場所の寸法及び放射性物質吸着材密度から算出した約 700kg を必要な重量とする。

2.5 メタルクラッド開閉装置

名	称	メタルクラッド開閉装置	
容	量	A/個	1200
個	数	—	2

【設定根拠】
(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用するメタルクラッド開閉装置は、以下の機能を有する。

メタルクラッド開閉装置は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、3系統（2HPCS-メタルクラッド開閉装置の1系統を含む）のメタルクラッド開閉装置で構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、3系統のうち2系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。

なお、メタルクラッド開閉装置の母線電圧は、上流に設置されている各変圧器及び非常用ディーゼル発電機の電圧と同じ6900Vとする。

1. 容量の設定根拠

メタルクラッド開閉装置の母線容量は、発電所を安全に停止するために必要な容量、工学的安全施設作動時に必要となる容量及び重大事故等時に必要な容量に基づき設計した非常用ディーゼル発電機の容量を基に設計する。

非常用ディーゼル発電機の電流は、添付書類VI-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて示す非常用ディーゼル発電機の容量7300kVAに対し、以下のとおり611Aである。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{7300}{\sqrt{3} \times 6.9} = 610.8 \cong 611$$

I：電流 (A)
Q：非常用ディーゼル発電機の容量 (kVA) = 7300
V：電圧 (kV) = 6.9

したがって、メタルクラッド開閉装置の母線容量は、611Aを上回る1200A/個とする。

2. 個数の設定根拠

メタルクラッド開閉装置は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である各系列に1個とし、合計2個設置する。

2.6 2HPCS-メタルクラッド開閉装置

名	称	2HPCS-メタルクラッド開閉装置	
容	量	A/個	1200
個	数	—	1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する2HPCS-メタルクラッド開閉装置は、以下の機能を有する。

2HPCS-メタルクラッド開閉装置は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、3系統（メタルクラッド開閉装置の2系統を含む）のメタルクラッド開閉装置で構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、3系統のうち2系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。

なお、2HPCS-メタルクラッド開閉装置の母線電圧は、上流に設置されている各変圧器及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電圧と同じ6900Vとする。

1. 容量の設定根拠

2HPCS-メタルクラッド開閉装置の母線容量は、工学的安全施設作動時に必要な容量及び重大事故等時に必要な容量に基づき設計した高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の容量を基に設計する。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電流は、添付書類VI-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて示す高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の容量4000kVAに対し、以下のとおり335Aである。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{4000}{\sqrt{3} \times 6.9} = 334.6 \approx 335$$

I：電流 (A)

Q：高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の容量 (kVA) = 4000

V：電圧 (kV) = 6.9

したがって、2HPCS-メタルクラッド開閉装置の母線容量は、335Aを上回る1200A/個とする。

2. 個数の設定根拠

2HPCS-メタルクラッド開閉装置は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.7 ロードセンタ

名	称	ロードセンタ
容	量	A/個 4000
個	数	— 2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用するロードセンタは、以下の機能を有する。</p> <p>ロードセンタは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、2系統で構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。</p> <p>なお、ロードセンタの母線電圧は、下流に設置されている各負荷の電源電圧と同じ460Vとする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ロードセンタを重大事故等時に使用する場合の母線容量は、上流に設置されている動力変圧器の容量を下流に設置されている各負荷へ供給できる設計とする。</p> <p>ロードセンタについて、発電所を安全に停止するために必要な容量、工学的安全施設作動時に必要な容量及び重大事故等時に必要な容量のうち、最大となる容量を要する発電所を安全に停止するために必要な負荷を表1に示す。</p> <p>各負荷の容量から算出した電流のうち、供給される容量が最も大きくなるのは以下のとおりとなる。</p>		

表 1 発電所を安全に停止するために必要な負荷（ロードセンタ）

負荷名称	2C		2D	
	負荷台数	負荷容量 (kVA)	負荷台数	負荷容量 (kVA)
タービン補機海水ポンプ	1	270	1	270
タービン補機冷却水ポンプ	1	260	1	260
燃料プール冷却水ポンプ	1	120	1	120
非常用電気室送風機	1	130	1	130
中央制御室送風機	1	210	1	210
原子炉浄化補助ポンプ	—	—	1	180
44m 盤事務所	—	—	1	180
緊急時対策所 低圧受電盤	1	90	—	—
非常用 C/C	8	1568	7	1824
合 計	—	2648	—	3174

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{3174}{\sqrt{3} \times 0.46} = 3983.7 \approx 3984$$

I : 電流 (A)

Q : ロードセンタの容量 (kVA) = 3174

V : 電圧 (kV) = 0.46

したがって、ロードセンタの母線容量は 3984A を上回る 4000A/個とする。

2. 個数の設定根拠

ロードセンタは、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である各系列に 1 個とし、合計 2 個設置する。

2.8 コントロールセンタ

名	称	コントロールセンタ
容 量	A/個	400
		600
		800
個 数	—	11

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用するコントロールセンタは、以下の機能を有する。

コントロールセンタは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、3系統（2HPCS コントロールセンタの1系統含む）で構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、3系統のうち2系統は、電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。

なお、コントロールセンタの母線電圧は、上流に設置されているロードセンタの電圧と同じ460Vとする。

1. 容量の設定根拠

コントロールセンタを重大事故等時に使用する場合の母線容量は、上流に設置されているロードセンタから供給される容量を下流に設置されている各負荷に供給できる設計とする。

各コントロールセンタについて、発電所を安全に停止するために必要な容量、工学的安全施設作動時に必要な容量及び重大事故等時の対応に必要な容量のうち、最大となる負荷容量及び母線容量を表1に示す。

表1 コントロールセンタ負荷容量一覧表

名 称	2C1-R/B	2C2-R/B	2C3-R/B	2A-DG	2A-計装
負 荷 容 量 (k V A)	279	115	410	147	124
母 線 容 量 (A)	600	400	800	600	600
名 称	2D1-R/B	2D2-R/B	2D3-R/B	2B-DG	2B-計装
負 荷 容 量 (k V A)	284	154	415	148	389
母 線 容 量 (A)	600	400	800	600	600
名 称	2S-R/B				
負 荷 容 量 (k V A)	315				
母 線 容 量 (A)	600				

各負荷容量から算出した電流のうち、供給される容量が最も大きくなる母線は以下のとおりとなる。(母線容量ごとに記載する。)

(母線容量 400A/個の場合)

2D2-R/B コントロールセンタ

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{154}{\sqrt{3} \times 0.46} = 193.2 \approx 194$$

I : 電流 (A)

Q : 負荷容量 (kVA) = 154

V : 電圧 (kV) = 0.46

したがって、コントロールセンタの母線容量 (400A/個の場合) は 194A を上回る 400A/個とする。

(母線容量 600A/個の場合)

2B-計装コントロールセンタ

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{389}{\sqrt{3} \times 0.46} = 488.2 \approx 489$$

I : 電流 (A)

Q : 負荷容量 (kVA) = 389

V : 電圧 (kV) = 0.46

したがって、コントロールセンタの母線容量 (600A/個の場合) は 489A を上回る 600A/個とする。

(母線容量 800A/個の場合)

2D3-R/B コントロールセンタ

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{415}{\sqrt{3} \times 0.46} = 520.8 \approx 521$$

I : 電流 (A)

Q : 負荷容量 (kVA) = 415

V : 電圧 (kV) = 0.46

したがって、コントロールセンタの母線容量 (800A/個の場合) は 521A を上回る 800A/個とする。

2. 個数の設定根拠

コントロールセンタは、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である C 系及び D 系の各系統に 5 個と共通系に 1 個とし、合計 11 個*設置する。

注記* : コントロールセンタのうち、発電所を安全に停止するために必要な設備、工学的安全施設作動時に必要となる設備及び重大事故等時に必要な設備が設置されているコントロールセンタを示す。

2.9 2HPCS コントロールセンタ

名	称	2HPCS コントロールセンタ
容	量	A/個
個	数	1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する 2HPCS コントロールセンタは、以下の機能を有する。

2HPCS コントロールセンタは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、3 系統（コントロールセンタの 2 系統含む）で構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、3 系統のうち 2 系統は、電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。

なお、2HPCS コントロールセンタの母線電圧は、下流に設置されている各負荷の電源電圧と同じ 460V とする。

1. 容量の設定根拠

2HPCS コントロールセンタを重大事故等時に使用する場合の母線容量は、上流に設置されている 2HPCS-メタルクラッド開閉装置から供給される容量を下流に設置されている各負荷に供給できる設計とする。

2HPCS コントロールセンタについて、工学的安全施設作動時に必要な容量及び重大事故等時の対応に必要な容量のうち、最大となる容量を要する工学的安全施設作動時に必要な負荷を表 1 に示す。

表 1 工学的安全施設作動時に必要な負荷（2HPCS コントロールセンタ）

負荷名称	負荷台数	負荷容量(kVA)
ディーゼル室換気装置	1	71
高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	1	41
高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	1	82
蓄電池用充電器	1	9
その他の非常用負荷	—	206
合 計	—	409

表 1 より，2HPCS コントロールセンタの負荷容量 409kVA に対し，電流は以下のとおり 514A である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{409}{\sqrt{3} \times 0.46} = 513.4 \approx 514$$

I：電流 (A)

Q：負荷容量 (kVA) = 409

V：電圧 (kV) = 0.46

したがって，2HPCS コントロールセンタの母線容量は 514A を上回る 800A/個とする。

2. 個数の設定根拠

2HPCS コントロールセンタは，重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.10 動力変圧器

名	称	動力変圧器
容	量	kVA/個 3200
個	数	— 2

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する動力変圧器は、以下の機能を有する。

動力変圧器は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、3系統（2HPCS-動力変圧器の1系統を含む）で構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、3系統のうち2系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。

なお、動力変圧器の電圧は、上流に設置されているメタルクラッド開閉装置の母線電圧に電圧降下を考慮した6600Vを下流に設置されているロードセンタに依じて降圧するため、6600/460Vとする。

1. 容量の設定根拠

動力変圧器の容量は、上流に設置されているメタルクラッド開閉装置から下流に設置されているロードセンタへ給電できる設計とする。

動力変圧器について、発電所を安全に停止するために必要な容量、工学的安全施設作動時に必要な容量及び重大事故等時に必要な容量のうち、最大となる容量を要する発電所を安全に停止するために必要な負荷を表1に示す。

表1より、動力変圧器の容量は、最も大きい動力変圧器の負荷容量3174kVAを上回る3200kVA/個とする。

表1 発電所を安全に停止するために必要な負荷（動力変圧器（3200kVA/個））

負荷名称	2C		2D	
	負荷台数	負荷容量(kVA)	負荷台数	負荷容量(kVA)
タービン補機海水ポンプ	1	270	1	270
タービン補機冷却水ポンプ	1	260	1	260
燃料プール冷却水ポンプ	1	120	1	120
非常用電気室送風機	1	130	1	130
中央制御室送風機	1	210	1	210
原子炉浄化補助ポンプ	—	—	1	180
44m 盤事務所	—	—	1	180
緊急時対策所 低圧受電盤	1	90	—	—
非常用 C/C	8	1568	7	1824
合 計	—	2648	—	3174

2. 個数の設定根拠

動力変圧器は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である各系列に1個とし、合計2個設置する。

2.11 2HPCS-動力変圧器

名	称	2HPCS-動力変圧器
容	量	kVA/個 500
個	数	— 1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する2HPCS-動力変圧器は、以下の機能を有する。

2HPCS-動力変圧器は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、3系統（動力変圧器の2系統を含む）で構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、3系統のうち2系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。

なお、2HPCS-動力変圧器の電圧は、上流に設置されている2HPCS-メタルクラッド開閉装置の母線電圧に電圧降下を考慮した6600Vを下流に設置されている2HPCSコントロールセンタに応じて降圧するため、6600/460Vとする。

1. 容量の設定根拠

2HPCS-動力変圧器の容量は、上流に設置されている2HPCS-メタルクラッド開閉装置から下流に設置されている2HPCSコントロールセンタへ給電できる設計とする。

2HPCS-動力変圧器について、工学的安全施設作動時に必要な容量及び重大事故等時に必要な容量のうち、最大となる容量を要する工学的安全施設作動時に必要な負荷を表1に示す。

表1より、2HPCS-動力変圧器の容量は、負荷容量409kVAを上回る500kVA/個とする。

表1 工学的安全施設作動時に必要な負荷（2HPCS-動力変圧器）

負荷名称	負荷台数	負荷容量(kVA)
2HPCS コントロールセンタ	1	409
合計	—	409

2. 個数の設定根拠

2HPCS-動力変圧器は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である1個設置する。

2.12 緊急用メタクラ

名	称	緊急用メタクラ
容	量	A/個
個	数	1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他の発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急用メタクラは、以下の機能を有する。

緊急用メタクラは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から緊急用メタクラ、SAロードセンタ、SA1コントロールセンタ、SA2コントロールセンタ又はメタクラ切替盤、2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置を経由し、必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。

また、可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、メタクラ切替盤、緊急用メタクラ、SAロードセンタ、SA1コントロールセンタ、SA2コントロールセンタ又は2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置を経由し、必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。

なお、緊急用メタクラの母線電圧は、メタルクラッド開閉装置の電圧と同じ6900Vとする。

1. 容量の設定根拠

緊急用メタクラを重大事故等時に使用する場合は、重大事故等時に必要な容量に基づき設計したガスタービン発電機又は高圧発電機車の容量を供給できる設計とする。

緊急用メタクラの電流は、ガスタービン発電機又は高圧発電機車の容量のうち、より大きい容量を要するガスタービン発電機1個分の容量6000kVAに対し、以下のとおり502Aである。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{6000}{\sqrt{3} \times 6.9} = 502.0 \approx 502$$

I：電流 (A)

Q：ガスタービン発電機の容量 (kVA) = 6000

V：電圧 (kV) = 6.9

したがって、緊急用メタクラの母線容量は、502Aを上回る1200A/個とする。

2. 個数の設定根拠

緊急用メタクラは、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.13 メタクラ切替盤

名	称	メタクラ切替盤	
容	量	A/個	1200
個	数	—	2

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用するメタクラ切替盤は、以下の機能を有する。

メタクラ切替盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置を経由し、必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。

また、可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、メタクラ切替盤、緊急用メタクラ、SAロードセンタ、SA1コントロールセンタ、SA2コントロールセンタ又は2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置を経由し、必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。

なお、メタクラ切替盤の電圧は、下流に設置されているメタルクラッド開閉装置の電圧と同じ6900Vとする。

1. 容量の設定根拠

メタクラ切替盤を重大事故等時に使用する場合は、重大事故等時に必要な容量に基づき設計したガスタービン発電機又は高圧発電機車の容量を供給できる設計とする。

メタクラ切替盤の電流は、ガスタービン発電機又は高圧発電機車の容量のうち、より大きい容量を要するガスタービン発電機1個分の容量6000kVAに対し、以下のとおり502Aである。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{6000}{\sqrt{3} \times 6.9} = 502.0 \cong 502$$

I：電流（A）

Q：ガスタービン発電機の容量（kVA）＝6000

V：電圧（kV）＝6.9

したがって、メタクラ切替盤の容量は、502Aを上回る1200A/個とする。

2. 容量の設定根拠

メタクラ切替盤は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である各系列 1 個とし、合計 2 個設置する。

2.14 高圧発電機車接続プラグ収納箱

名	称	高圧発電機車接続プラグ収納箱
容	量	A/個
個	数	—
		1200
		2

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する高圧発電機車接続プラグ収納箱は、以下の機能を有する。

高圧発電機車接続プラグ収納箱は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故等対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合、可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、メタクラ切替盤、緊急用メタクラ、SAロードセンタ、SA1コントロールセンタ、SA2コントロールセンタ又は2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置を経由し、必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。

なお、高圧発電機車接続プラグ収納箱の電圧は、上流に接続する高圧発電機車の電圧と同じ660Vとする。

1. 容量の設定根拠

高圧発電機車接続プラグ収納箱を重大事故等時に使用する場合は、重大事故等時に必要な容量に基づき設計した高圧発電機車の容量を供給できる設計とする。

高圧発電機車接続プラグ収納箱の電流は、高圧発電機車3個分の容量1500kVAに対し、以下のとおり132Aである。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{1500}{\sqrt{3} \times 6.6} = 131.2 \approx 132$$

I：電流 (A)

Q：高圧発電機車3個分の容量 (kVA) =1500

V：電圧 (kV) =6.6

したがって、高圧発電機車接続プラグ収納箱の容量は、132Aを上回る1200A/個とする。

2. 個数の設定根拠

高圧発電機車接続プラグ収納箱は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数に位置的分散を考慮し、合計2個設置する。

2.15 緊急用メタクラ接続プラグ盤

名	称	緊急用メタクラ接続プラグ盤
容	量	A/個
個	数	1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急用メタクラ接続プラグ盤は、以下の機能を有する。

緊急用メタクラ接続プラグ盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故等対処設備の電源（全交流動力電源喪失）が喪失した場合、可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車を緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続し、緊急用メタクラ、SAロードセンタ、SA1コントロールセンタ、SA2コントロールセンタ又は緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置を経由し、必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。

なお、緊急用メタクラ接続プラグ盤の電圧は、上流に接続する高圧発電機車の電圧と同じ6600Vとする。

1. 容量の設定根拠

緊急用メタクラ接続プラグ盤を重大事故等時に使用する場合は、重大事故等時に必要な容量に基づき設計した高圧発電機車の容量を供給できる設計とする。

緊急用メタクラ接続プラグ盤の電流は、高圧発電機車3個分の容量1500kVAに対し、以下のとおり132Aである。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{1500}{\sqrt{3} \times 6.6} = 131.2 \approx 132$$

I：電流 (A)

Q：高圧発電機車3個分の容量 (kVA) =1500

V：電圧 (kV) =6.6

したがって、高圧発電機車接続プラグ収納箱の容量は、132Aを上回る1200A/個とする。

2. 個数の設定根拠

緊急用メタクラ接続プラグ盤は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.16 SA ロードセンタ

名	称	SA ロードセンタ
容	量	A/個
個	数	1

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する SA ロードセンタは、以下の機能を有する。

SA ロードセンタは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から緊急用メタクラ、SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタ、SA2 コントロールセンタを経由し、必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。

また、可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、メタクラ切替盤、緊急用メタクラ、SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタ、SA2 コントロールセンタを経由し、必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。

なお、SA ロードセンタの電圧は、下流に設置されている低圧負荷の電圧に合わせ 460V とする。

1. 容量の設定根拠

SA ロードセンタを重大事故等時に使用する場合は、上流に設置されている緊急用メタクラから供給される容量を下流に設置されている各負荷へ供給できる設計とする。

SA ロードセンタの負荷容量を表 1 に示す。

表 1 SA ロードセンタの負荷容量

負荷名称	負荷容量 (kVA)
低圧原子炉代替注水ポンプ	237
SA1 コントロールセンタ	266
SA2 コントロールセンタ	143
合 計	646

したがって、SA ロードセンタの負荷容量 646kVA に対し、電流は以下のとおり 811A である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{646}{\sqrt{3} \times 0.46} = 810.8 \approx 811$$

I : 電流 (A)

Q : SA ロードセンタの容量 (kVA) = 646

V : 電圧 (kV) = 0.46

以上により、SA ロードセンタの母線容量は 811A を上回る 1200A/個とする。

2. 個数の設定根拠

SA ロードセンタは、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.17 SA1 コントロールセンタ

名	称	SA1 コントロールセンタ
容	量	A/個
個	数	1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する SA1 コントロールセンタは、以下の機能を有する。

SA1 コントロールセンタは、設計基準事故等対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から、緊急用メタクラ、SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタを経由して低圧負荷へ電力を供給できる設計とする。

また、可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、メタクラ切替盤、緊急用メタクラ、SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタを経由して必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。

なお、SA1 コントロールセンタの母線電圧は、上流に設置されている SA ロードセンタの電圧と同じ 460V とする。

1. 容量の設定根拠

SA1 コントロールセンタを重大事故等時に使用する場合は、上流に設置されている SA ロードセンタから供給される容量を下流に設置されている低圧負荷へ供給できる設計とする。

SA1 コントロールセンタの負荷容量を表 1 に示す。

表 1 より、負荷容量の合計は、156kW 及び 71kVA となることから、容量は以下のとおり 266kVA となる。

$$Q = \frac{P1}{Pf} + P2 = \frac{156}{0.8} + 71 = 266$$

Q：容量 (kVA)

P1：必要負荷 (kW) = 156

P2：必要負荷 (kVA) = 71

Pf：力率 (平均) = 0.8

したがって、SA1 コントロールセンタの負荷容量 266kVA に対し、電流は以下のとおり 334A である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{266}{\sqrt{3} \times 0.46} = 333.8 \approx 334$$

I : 電流 (A)

Q : SA1 コントロールセンタの容量 (kVA) = 266

V : 電圧 (kV) = 0.46

以上により、SA1 コントロールセンタの母線容量は 334A を上回る 400A/個とする。

表 1 SA1 コントロールセンタの負荷容量

負荷名称	負荷容量 (kW)
SA 用 115V 系充電器	24
230V 系充電器 (常用)	48
B1-115V (SA) 充電器電源切替盤	24
低圧原子炉代替注水設備 非常用送風機	15
第 1 フィルタベント設備ドレン移送ポンプ	11
第 1 ベントフィルタ格納槽排水ポンプ	30
第 1 ベントフィルタ格納槽非常用送風機	3.7
合 計*	156
負荷名称	負荷容量 (kVA)
代替注水設備 空調換気制御盤 (SA)	0.2
第 1 ベントフィルタ出口分析計車 接続プラグ収納箱	25
重大事故設備交流電源用変圧器盤	25
第 1 ベントフィルタスクラバ水分析計盤	20
合 計*	71

注記* : 負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。

2. 個数の設定根拠

SA1 コントロールセンタは、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.18 SA2 コントロールセンタ

名	称	SA2 コントロールセンタ
容	量	A/個
個	数	1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する SA2 コントロールセンタは、以下の機能を有する。

SA2 コントロールセンタは、設計基準事故等対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から、緊急用メタクラ、SA ロードセンタ、SA2 コントロールセンタを経由して低圧負荷へ電力を供給できる設計とする。

また、可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、メタクラ切替盤、緊急用メタクラ、SA ロードセンタ、SA2 コントロールセンタを経由して必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。

なお、SA2 コントロールセンタの母線電圧は、上流に設置されている SA ロードセンタの電圧と同じ 460V とする。

1. 容量の設定根拠

SA2 コントロールセンタを重大事故等時に使用する場合は、上流に設置されている SA ロードセンタから供給される容量を下流に設置されている低圧負荷へ供給できる設計とする。

SA2 コントロールセンタの負荷容量を表 1 に示す。

表 1 より、負荷容量の合計は、90kW 及び 30kVA となることから、容量は以下のとおり 143kVA となる。

$$Q = \frac{P1}{Pf} + P2 = \frac{90}{0.8} + 30 = 142.5 \approx 143$$

Q：容量 (kVA)

P1：必要負荷 (kW) = 90

P2：必要負荷 (kVA) = 30

Pf：力率 (平均) = 0.8

したがって、SA2 コントロールセンタの負荷容量 143kVA に対し、電流は以下のとおり 180A である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{143}{\sqrt{3} \times 0.46} = 179.4 \approx 180$$

I : 電流 (A)

Q : SA2 コントロールセンタの容量 (kVA) = 143

V : 電圧 (kV) = 0.46

以上により、SA2 コントロールセンタの母線容量は 180A を上回る 400A/個とする。

表 1 SA2 コントロールセンタの負荷容量

負荷名称	負荷容量 (kW)
残留熱代替除去ポンプ	75
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置	15
合 計	90
負荷名称	負荷容量 (kVA)
無線通信設備電源切替盤	5
衛星電話設備電源切替盤	5
格納容器水素／酸素計測用電源盤	20
合 計	30

2. 容量の設定根拠

SA2 コントロールセンタは、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.19 充電器電源切替盤

名	称	充電器電源切替盤
容	量	A/個
		225
個	数	—
		1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する充電器電源切替盤は、以下の機能を有する。

充電器電源切替盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池の枯渇）した場合に、可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、メタクラ切替盤、緊急用メタクラ、SAロードセンタ、SA1コントロールセンタ又は2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置を経由し、充電器電源切替盤へ接続することにより、下流に設置されているB1-115V系充電器（SA）に必要な電力を供給できる設計とする。

なお、充電器電源切替盤の電圧は、上流に設置されているコントロールセンタの電圧と同じ460Vとする。

1. 容量の設定根拠

充電器電源切替盤を重大事故等時に使用する場合についての容量設定根拠を以下に示す。

充電器電源切替盤は、上流に設置されているSA1コントロールセンタから供給される容量を下流に設置されている各負荷に供給できる設計とする。

下流に設置されているB1-115V系充電器（SA）の容量24kWに対し、容量は以下のとおり30kVAとなる。

$$Q = \frac{P1}{Pf} = \frac{24}{0.8} = 30$$

Q：容量（kVA）

P1：必要負荷（kW）=24

Pf：力率（平均）=0.8

したがって、B1-115V系充電器（SA）の負荷容量 30kVA に対し、電流は以下のとおり 38A である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{30}{\sqrt{3} \times 0.46} = 37.6 \approx 38$$

I：電流（A）

Q：必要容量（kVA）=30

V：電圧（kV）=0.46

以上より、充電器電源切替盤の容量は、下流に設置されている B1-115V 系充電器（SA）の容量 38A を上回る 225A/個とする。

2. 個数の設定根拠

充電器電源切替盤は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.20 SA 電源切替盤

名	称	SA 電源切替盤
容	量	A/個 50
個	数	— 2

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する SA 電源切替盤は、以下の機能を有する。

SA 電源切替盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から、緊急用メタクラ、SA ロードセンタ、SA2 コントロールセンタを経由し、SA 電源切替盤へ接続することにより、下流に設置されている必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。

また、可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、メタクラ切替盤、緊急用メタクラ、SA ロードセンタ、SA2 コントロールセンタ、SA 電源切替盤を経由し、必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。

なお、SA 電源切替盤の母線電圧は、上流に設置されているコントロールセンタの電圧と同じ 460V とする。

1. 容量の設定根拠

SA 電源切替盤を重大事故等時に使用する場合は、コントロールセンタの下流に設置されている電動弁の容量を供給できる設計とする。

SA 電源切替盤の容量は、電動弁に電力を供給する配線用遮断器 1 個当たりの容量であることから、負荷のうち、配線用遮断器 1 個当たりの負荷容量が最大となる容量を基に設計する。

配線用遮断器 1 個当たりの負荷容量が最大となるのは、A(B)-RHR 注水弁の 8.7kW である。

したがって、SA 電源切替盤の容量は、A(B)-RHR 注水弁の負荷容量 8.7kW に対して、以下のとおり 14A を上回る 50A/個とする。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V \cdot \text{Pf}} = \frac{8.7}{\sqrt{3} \times 0.46 \times 0.8} = 13.6 \approx 14$$

I : 電流 (A)

Q : 容量 (kW) = 8.7

V : 電圧 (kV) = 0.46

Pf : 力率 (平均) = 0.8

2. 個数の設定根拠

SA 電源切替盤は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である各系列に1個とし、合計2個設置する。

2.21 緊急時対策所 発電機接続プラグ盤

名	称	緊急時対策所 発電機接続プラグ盤	
容	量	A/個	1200
個	数	—	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急時対策所 発電機接続プラグ盤は、以下の機能を有する。</p> <p>緊急時対策所 発電機接続プラグ盤は、重大事故等が発生した場合においても緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、全交流動力電源が喪失した場合に、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機を緊急時対策所 発電機接続プラグ盤に接続し、緊急時対策所 低圧受電盤、緊急時対策所 低圧母線盤を介して緊急時対策所内の負荷へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>なお、緊急時対策所 発電機接続プラグ盤の電圧は、緊急時対策所用発電機と同じ 210V とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>緊急時対策所 発電機接続プラグ盤を重大事故等時に使用する場合は、緊急時対策所用発電機の容量を基に設計とする。</p> <p>緊急時対策所用発電機の電流は、緊急時対策所用発電機の容量 220kVA に対し、以下のとおり 605A である。</p> $I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{220}{\sqrt{3} \times 0.21} = 604.8 \approx 605$ <p>I : 電流 (A) Q : 緊急時対策所用発電機の容量 (kVA) = 220 V : 電圧 (kV) = 0.21</p> <p>したがって、緊急時対策所 発電機接続プラグ盤の容量は 605A を上回る 1200A/個とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>緊急時対策所 発電機接続プラグ盤は、重大事故等対処設備として緊急時対策所に必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。</p>			

2.22 緊急時対策所 低圧受電盤

名 称		緊急時対策所 低圧受電盤
容 量	A/個	800
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急時対策所 低圧受電盤は、以下の機能を有する。</p> <p>緊急時対策所 低圧受電盤は、重大事故等が発生した場合においても緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、全交流動力電源が喪失した場合に、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機を緊急時対策所 発電機接続プラグ盤に接続し、緊急時対策所 低圧受電盤、緊急時対策所 低圧母線盤を介して緊急時対策所内の負荷へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>なお、緊急時対策所 低圧受電盤の電圧は、上流に設置されている緊急時対策所 発電機接続プラグ盤と同じ210Vとする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>緊急時対策所 低圧受電盤を重大事故等時に使用する場合は、上流に設置されている緊急時対策所 接続プラグ盤から供給される容量を下流に設置されている低圧負荷へ供給できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所 低圧受電盤の負荷容量を表1に示す。</p> <p>表1より、緊急時対策所 低圧受電盤の負荷容量214kVAに対し、電流は以下のとおり589Aである。</p> $I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{214}{\sqrt{3} \times 0.21} = 588.3 \approx 589$ <p>I : 電流 (A) Q : 負荷容量 (kVA) = 214 V : 電圧 (kV) = 0.21</p> <p>したがって、緊急時対策所 低圧受電盤の容量は589Aを上回る800A/個とする。</p>		

表 1 緊急時対策所 低圧受電盤の負荷容量

負荷名称	負荷容量(kVA)
緊急時対策所 低圧分電盤 1	14
緊急時対策所 低圧分電盤 2	11
緊急時対策所 無停電分電盤 1	18
その他の負荷	171
合 計	214

2. 個数の設定根拠

緊急時対策所 低圧受電盤は、重大事故等対処設備として緊急時対策所に必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.23 緊急時対策所 低圧母線盤

名	称	緊急時対策所 低圧母線盤
容	量	A/個
個	数	1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急時対策所 低圧母線盤は、以下の機能を有する。

緊急時対策所 低圧母線盤は、重大事故等が発生した場合においても緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、全交流動力電源が喪失した場合に、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機を緊急時対策所 発電機接続プラグ盤に接続し、緊急時対策所 低圧受電盤、緊急時対策所 低圧母線盤を介して緊急時対策所内の負荷へ電力を供給できる設計とする。

なお、緊急時対策所 低圧母線盤の電圧は、上流に設置されている緊急時対策所 低圧受電盤と同じ210Vとする。

1. 容量の設定根拠

緊急時対策所 低圧母線盤を重大事故等時に使用する場合は、上流に設置されている低圧受電盤から供給される容量を下流に設置されている低圧負荷へ供給できる設計とする。

緊急時対策所 低圧母線盤の負荷容量を表1に示す。

表1より、緊急時対策所 低圧母線盤の負荷容量214kVAに対し、電流は以下のとおり589Aである。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{214}{\sqrt{3} \times 0.21} = 588.3 \approx 589$$

I：電流 (A)

Q：負荷容量 (kVA) = 214

V：電圧 (kV) = 0.21

したがって、緊急時対策所 低圧母線盤の容量は589Aを上回る800A/個とする。

表 1 緊急時対策所 低圧母線盤の負荷容量

負荷名称	負荷容量(kVA)
緊急時対策所 低圧分電盤 1	14
緊急時対策所 低圧分電盤 2	11
緊急時対策所 無停電分電盤 1	18
その他の負荷	171
合 計	214

2. 個数の設定根拠

緊急時対策所 低圧母線盤は、重大事故等対処設備として緊急時対策所に必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.24 緊急時対策所 低圧分電盤 1

名	称	緊急時対策所 低圧分電盤 1
容	量	A/個
個	数	—
		225
		1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急時対策所 低圧分電盤 1 は、以下の機能を有する。

緊急時対策所 低圧分電盤 1 は、重大事故等が発生した場合においても緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、全交流動力電源が喪失した場合に、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機を緊急時対策所 発電機接続プラグ盤に接続し、緊急時対策所 低圧受電盤、緊急時対策所 低圧母線盤、緊急時対策所 低圧分電盤 1 を介して緊急時対策所内の負荷へ電力を供給できる設計とする。

なお、緊急時対策所 低圧分電盤 1 の電圧は、下流に設置されている低圧負荷の電圧に合わせ 105V とする。

1. 容量の設定根拠

緊急時対策所 低圧分電盤 1 を重大事故等時に使用する場合は、下流に設置されている低圧負荷へ供給できる設計とする。

緊急時対策所 低圧分電盤 1 の負荷容量を表 1 に示す。

表 1 より、緊急時対策所 低圧分電盤 1 の負荷容量 14kVA に対し、電流は以下のとおり 134A である。

$$I = \frac{Q}{V} = \frac{14}{0.105} = 133.3 \approx 134$$

I : 電流 (A)

Q : 負荷容量 (kVA) = 14

V : 電圧 (kV) = 0.105

したがって、緊急時対策所 低圧分電盤 1 の容量は 134A を上回る 225A/個とする。

表 1 緊急時対策所 低圧分電盤 1 の負荷容量

負荷名称	負荷容量(kVA)
照明設備（コンセント等）	9.0
その他の負荷	4.8
合 計*	14

注記*：負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。

2. 個数の設定根拠

緊急時対策所 低圧分電盤 1 は、重大事故等対処設備として緊急時対策所に必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.25 緊急時対策所 低圧分電盤 2

名	称	緊急時対策所 低圧分電盤 2
容	量	A/個
個	数	1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急時対策所 低圧分電盤 2 は、以下の機能を有する。

緊急時対策所 低圧分電盤 2 は、重大事故等が発生した場合においても緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、全交流動力電源が喪失した場合に、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機を緊急時対策所 発電機接続プラグ盤に接続し、緊急時対策所 低圧受電盤、緊急時対策所 低圧母線盤、緊急時対策所 低圧分電盤 2 を介して緊急時対策所内の負荷へ電力を供給できる設計とする。

なお、緊急時対策所 低圧分電盤 2 の電圧は、下流に設置されている低圧負荷の電圧に合わせて 105V とする。

1. 容量の設定根拠

緊急時対策所 低圧分電盤 2 を重大事故等時に使用する場合は、下流に設置されている低圧負荷へ供給できる設計とする。

緊急時対策所 低圧分電盤 2 の負荷容量を表 1 に示す。

表 1 より、緊急時対策所 低圧分電盤 2 の負荷容量 11kVA に対し、電流は以下のとおり 105A である。

$$I = \frac{Q}{V} = \frac{11}{0.105} = 104.7 \approx 105$$

I : 電流 (A)

Q : 負荷容量 (kVA) = 11

V : 電圧 (kV) = 0.105

したがって、緊急時対策所 低圧分電盤 2 の容量は 105A 上回る 225A/個とする。

表 1 緊急時対策所 低圧分電盤 2 の負荷容量

負荷名称	負荷容量(kVA)
照明設備	1.7
防消火設備	3.3
その他の負荷	5.9
合 計*	11

注記*：負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。

2. 個数の設定根拠

緊急時対策所 低圧分電盤 2 は、重大事故等対処設備として緊急時対策所に必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.26 緊急時対策所 無停電交流電源装置

名	称	緊急時対策所 無停電交流電源装置	
容	量	kVA/個	35
個	数	—	1

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急時対策所 無停電交流電源装置は、以下の機能を有する。

緊急時対策所 無停電交流電源装置は、重大事故等が発生した場合においても緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、全交流動力電源が喪失した場合に、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機を緊急時対策所 発電機接続プラグ盤に接続し、緊急時対策所 低圧受電盤、緊急時対策所 低圧母線盤又は緊急時対策所 直流 115V 蓄電池、緊急時対策所 無停電交流電源装置を介して緊急時対策所内の負荷へ電力を供給できる設計とする。

なお、緊急時対策所 無停電交流電源装置の電圧は、下流に設置されている低圧負荷の電圧に合わせ 105V とする。

1. 容量の設定根拠

緊急時対策所 無停電交流電源装置を重大事故等時に使用する場合は、下流に設置されている緊急時対策所 無停電分電盤 1 へ供給できる設計とする。

緊急時対策所 無停電分電盤 1 の負荷容量を表 1 に示す。

表 1 より、緊急時対策所 無停電交流電源装置の容量は、緊急時対策所 無停電分電盤 1 の負荷容量 18kVA を上回る 35kVA/個とする。

表 1 緊急時対策所 無停電分電盤 1 の負荷容量

負荷名称	負荷容量(kVA)
SPDS設備	1.1
その他の負荷	16.9
合 計	18

2. 個数の設定根拠

緊急時対策所 無停電交流電源装置は、重大事故等対処設備として緊急時対策所に必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.27 緊急時対策所 無停電分電盤 1

名	称	緊急時対策所 無停電分電盤 1
容	量	A/個
個	数	—
		225
		1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急時対策所 無停電分電盤 1 は、以下の機能を有する。

緊急時対策所 無停電分電盤 1 は、重大事故等が発生した場合においても緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、全交流動力電源が喪失した場合に、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機を緊急時対策所 発電機接続プラグ盤に接続し、緊急時対策所 低圧受電盤、緊急時対策所 低圧母線盤又は緊急時対策所 直流 115V 蓄電池、緊急時対策所 無停電交流電源装置、緊急時対策所 無停電分電盤 1 を介して緊急時対策所内の負荷へ電力を供給できる設計とする。

なお、緊急時対策所 無停電分電盤 1 の電圧は、下流に設置されている低圧負荷の電圧に合わせ 105V とする。

1. 容量の設定根拠

緊急時対策所 無停電分電盤 1 を重大事故等時に使用する場合は、下流に設置されている低圧負荷へ供給できる設計とする。

緊急時対策所 無停電分電盤 1 の負荷容量を表 1 に示す。

表 1 より、緊急時対策所 無停電分電盤 1 の負荷容量 18kVA に対し、電流は以下のとおり 172A である。

$$I = \frac{Q}{V} = \frac{18}{0.105} = 171.4 \approx 172$$

I : 電流 (A)

Q : 負荷容量 (kVA) = 18

V : 電圧 (kV) = 0.105

したがって、緊急時対策所 無停電分電盤 1 の容量は 172A を上回る 225A/個とする。

表 1 緊急時対策所 無停電分電盤 1 の負荷容量

負荷名称	負荷容量(kVA)
S P D S 設備	1.1
その他の負荷	16.9
合 計	18

2. 個数の設定根拠

緊急時対策所 無停電分電盤 1 は、重大事故等対処設備として緊急時対策所に必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.28 緊急時対策所 直流 115V 充電器

名	称	緊急時対策所 直流 115V 充電器
容	量	A/個
個	数	—
		200
		1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急時対策所 直流 115V 充電器は、以下の機能を有する。

緊急時対策所 直流 115V 充電器は、重大事故等が発生した場合においても緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、全交流動力電源が喪失した場合に、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機を緊急時対策所 発電機接続プラグ盤に接続し、緊急時対策所 低圧受電盤、緊急時対策所 低圧母線盤、緊急時対策所 直流 115V 充電器を介して緊急時対策所内の負荷へ電力を供給できる設計とする。

なお、緊急時対策所 直流 115V 充電器の電圧は、下流に設置されている低圧負荷の電圧に合わせ 115V とする。

1. 容量の設定根拠

緊急時対策所 直流 115V 充電器を重大事故等時に使用する場合は、下流に設置されている直流負荷に電力を供給できる設計とする。

緊急時対策所 直流 115V 充電器の負荷容量は表 1 のとおり、20A となる。

したがって、緊急時対策所 直流 115V 充電器の容量は、負荷の合計容量 20A を上回る 200A/個とする。

表 1 緊急時対策所 直流 115V 充電器の負荷容量

負荷名称	負荷電流(A)
直流制御電源	20
合 計	20

2. 個数の設定根拠

緊急時対策所 直流 115V 充電器は、重大事故等対処設備として緊急時対策所に必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.29 可搬ケーブル

名	称	可搬ケーブル
容	量	A/本
個	数	—
		302
		1相分2本の3相分6本を4セット

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する可搬ケーブルは、以下の機能を有する。

可搬ケーブルは、重大事故等が発生した場合において緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するために設置する。

可搬ケーブルは、緊急時対策所用発電機及び緊急時対策所 発電機接続プラグ盤に接続することで、緊急時対策所内の負荷に電力を供給できる設計とする。

なお、可搬ケーブルの電圧は、緊急時対策所用発電機と同じ210Vとする。

1. 容量の設定根拠

可搬ケーブルを重大事故等時に使用する場合の容量は、重大事故等時に必要な容量に基づき設計した緊急時対策所用発電機の負荷容量を供給できる設計とする。

可搬ケーブルの容量は、添付書類VI-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて示す緊急時対策所用発電機の負荷容量79.13kWに対し、以下のとおり272Aを上回る302A/本とする。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V \cdot 0.8} = \frac{79.13}{\sqrt{3} \times 0.21 \times 0.8} = 271.9 \approx 272$$

I：電流(A)

Q：緊急時対策所用発電機の負荷容量(kW) = 79.13

V：電圧(kV) = 0.21

2. 個数の設定根拠

可搬ケーブルは、重大事故等対処設備として緊急時対策所に必要な電力を確保するために必要な個数である1相分2本の3相分6本を4セット設置する。

2.30 230V 系充電器 (RCIC)

名	称	230V 系充電器 (RCIC)
容	量	A/個
個	数	—
		200
		1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する 230V 系充電器 (RCIC) は、以下の機能を有する。

230V 系充電器 (RCIC) は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失 (全交流動力電源喪失) した場合に、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、2D-メタルクラッド開閉装置を経由し、230V 系充電器 (RCIC) へ接続することにより、230V 直流盤 (RCIC) へ電力を供給できる設計とする。

なお、230V 系充電器 (RCIC) の電圧は、下流に設置されている 230V 系直流盤 (RCIC) の電圧と同じ 230V とする。

1. 容量の設定根拠

蓄電池の機能維持設備としての運用において、230V 系充電器 (RCIC) は、230V 系蓄電池 (RCIC) を 10 時間で回復充電できる設計とする。

230V 系充電器 (RCIC) の容量は、表 1 に示す 230V 系蓄電池 (RCIC) 回復充電時の最大負荷 150A を上回る 200A/個とする。

表 1 230V 系充電器 (RCIC) 回復充電時の最大負荷

負荷名称	負荷電流 (A)
230V 系蓄電池 (RCIC) の回復充電電流	150
合 計	150

2. 個数の設定根拠

230V 系充電器 (RCIC) は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.31 A-115V 系充電器

名	称	A-115V 系充電器
容	量	A/個
個	数	—
		210
		1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する A-115V 系充電器は、以下の機能を有する。

A-115V 系充電器は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、2C-メタルクラッド開閉装置を経由し、A-115V 系充電器へ接続することにより、A-115V 系直流盤へ電力を供給できる設計とする。

なお、A-115V 系充電器の電圧は、下流に設置されている A-115V 系直流盤の電圧と同じ 115V とする。

1. 容量の設定根拠

蓄電池の機能維持設備としての運用において、A-115V 系充電器は、直流制御電源を供給しながら、A-115V 系蓄電池を 10 時間で回復充電できる設計とする。

A-115V 系充電器の容量は、表 1 に示す A-115V 系蓄電池回復充電時の最大負荷 185A を上回る 210A/個とする。

表 1 A-115V 系蓄電池回復充電時の最大負荷

負荷名称	負荷電流 (A)
直流制御電源	65
A-115V 系蓄電池の回復充電電流	120
合計	185

2. 個数の設定根拠

A-115V 系充電器は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.32 B-115V 系充電器

名	称	B-115V 系充電器
容	量	A/個
個	数	—
		400
		1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する B-115V 系充電器は、以下の機能を有する。

B-115V 系充電器は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から緊急用メタクラ、メタクラ切替盤及び 2D-メタルクラッド開閉装置を経由し、B-115V 系充電器へ接続することにより、B-115V 系直流盤へ電力を供給できる設計とする。

なお、B-115V 系充電器の電圧は、下流に設置されている B-115V 系直流盤の電圧と同じ 115V とする。

1. 容量の設定根拠

蓄電池の機能維持設備としての運用において、B-115V 系充電器は、直流制御電源を供給しながら、B-115V 系蓄電池を 10 時間で回復充電できる設計とする。

B-115V 系充電器の容量は、表 1 に示す B-115V 系蓄電池回復充電時の最大負荷 365A を上回る 400A/個とする。

表 1 B-115V 系蓄電池回復充電時の最大負荷

負荷名称	負荷電流 (A)
直流制御電源	65
B-115V 系蓄電池の回復充電電流	300
合計	365

2. 個数の設定根拠

B-115V 系充電器は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.33 高圧炉心スプレイ系充電器

名	称	高圧炉心スプレイ系充電器
容	量	A/個
個	数	—
		80
		1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する高圧炉心スプレイ系充電器は、以下の機能を有する。

高圧炉心スプレイ系充電器は、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から 2HPCS-メタルクラッド開閉装置を経由し、高圧炉心スプレイ系充電器へ接続することにより、高圧炉心スプレイ系直流盤へ電力を供給できる設計とする。

なお、高圧炉心スプレイ系充電器の電圧は、下流に設置されている高圧炉心スプレイ系直流盤の電圧と同じ 115V とする。

1. 容量の設定根拠

蓄電池の機能維持設備としての運用において、高圧炉心スプレイ系充電器は、直流制御電源を供給しながら、高圧炉心スプレイ系蓄電池を 10 時間で回復充電できる設計とする。

高圧炉心スプレイ系充電器の容量は、表 1 に示す高圧炉心スプレイ系蓄電池回復充電時の最大負荷 65A を上回る 80A/個とする。

表 1 高圧炉心スプレイ系蓄電池回復充電時の最大負荷

負荷名称	負荷電流 (A)
直流制御電源	15
高圧炉心スプレイ系蓄電池の回復充電電流	50
合計	65

2. 個数の設定根拠

高圧炉心スプレイ系充電器は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.34 原子炉中性子計装用充電器

名	称	原子炉中性子計装用充電器	
容	量	A/個	20
個	数	—	2

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する原子炉中性子計装用充電器は、以下の機能を有する。

原子炉中性子計装用充電器は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置を經由し、原子炉中性子計装用充電器へ接続することにより、原子炉中性子計装用分電盤へ電力を供給できる設計とする。

なお、原子炉中性子計装用充電器の電圧は、下流に設置されている原子炉中性子計装用分電盤の電圧と同じ±24Vとする。

1. 容量の設定根拠

蓄電池の機能維持設備としての運用において、原子炉中性子計装用充電器は、直流計装電源を供給しながら、原子炉中性子計装用蓄電池を10時間で回復充電できる設計とする。

原子炉中性子計装用充電器の容量は、表1に示す原子炉中性子計装用蓄電池回復充電時の最大負荷19Aを上回る20A/個とする。

表1 原子炉中性子計装用蓄電池回復充電時の最大負荷

負荷名称	負荷電流(A)
直流計装電源	10
原子炉中性子計装用蓄電池の回復充電電流	9
合計	19

2. 個数の設定根拠

原子炉中性子計装用充電器は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である各系列に1個とし、合計2個設置する。

2.35 230V 系直流盤 (RCIC)

名	称	230V 系直流盤 (RCIC)
容	量	A/個
個	数	—
		800
		1

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する 230V 系直流盤 (RCIC) は、以下の機能を有する。

230V 系直流盤 (RCIC) は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失 (全交流動力電源喪失) した場合には、所内常設蓄電式直流電源設備及び蓄電池 (非常用) である 230V 系蓄電池 (RCIC) を 230V 系充電器 (RCIC) へ接続することにより、230V 系直流盤 (RCIC) へ電力を供給できる設計とする。

なお、230V 系直流盤 (RCIC) の電圧は、接続される 230V 系蓄電池 (RCIC) の電圧と同じ 230V とする。

1. 容量の設定根拠

230V 系直流盤 (RCIC) を重大事故等時に使用する場合は、下流に設置されている直流負荷に電源を供給できる設計とする。

230V 系直流盤 (RCIC) の負荷の合計容量は表 1 のとおり、47A となる。

したがって、230V 系直流盤 (RCIC) の容量は、負荷の合計容量 47A を上回る 800A/個とする。

表 1 230V 系直流盤 (RCIC) の負荷容量

負荷名称	負荷電流 (A)
RCIC 真空ポンプ	23
RCIC 復水ポンプ	24
合 計	47

2. 個数の設定根拠

230V 系直流盤 (RCIC) は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.36 230V 系直流盤（常用）

名	称	230V 系直流盤（常用）
容	量	A/個
個	数	—
		800
		1

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する 230V 系直流盤（常用）は、以下の機能を有する。

230V 系直流盤（常用）は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池が枯渇）した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する可搬型直流電源設備として、高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、メタクラ切替盤、緊急用メタクラ、SA ロードセンタ及び SA1 コントロールセンタを介して 230V 系充電器（常用）及び 230V 系直流盤（常用）を経由して、230V 系直流盤（RCIC）へ電力を供給できる設計とする。

なお、230V 系直流盤（常用）の電圧は、接続される 230V 系直流盤（RCIC）の電圧と同じ 230V とする。

1. 容量の設定根拠

230V 系直流盤（常用）を重大事故等時に使用する場合は、230V 系直流盤（RCIC）の下流に設置されている直流負荷に電源を供給できる設計とする。

230V 系直流盤（RCIC）の負荷の合計容量は表 1 のとおり、47A となる。

したがって、230V 系直流盤（常用）の容量は、230V 系直流盤（RCIC）の負荷の合計容量 47A を上回る 800A/個とする。

表 1 230V 系直流盤（RCIC）の負荷容量

負荷名称	負荷電流 (A)
RCIC 真空ポンプ	23
RCIC 復水ポンプ	24
合 計	47

2. 個数の設定根拠

230V 系直流盤（常用）は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.37 115V 直流盤

名 称		115V 直流盤			
		A-115V 系 直流盤	B-115V 系 直流盤	B-115V 系 直流盤 (SA)	高圧炉心スプレイ系 直流盤
容 量	A/個	500	500	500	500
個 数	—	4			

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する 115V 直流盤は、以下の機能を有する。

115V 直流盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、所内常設蓄電式直流電源設備及び蓄電池（非常用）である 115V 系蓄電池を 115V 系充電器へ接続することにより、115V 直流盤へ電力を供給できる設計とする。

なお、115V 直流盤の電圧は、接続される 115V 系蓄電池の電圧と同じ 115V とする。

1. 容量の設定根拠

115V 直流盤を重大事故等時に使用する場合の容量設定根拠を以下に示す。

1.1 A-115V 系直流盤

A-115V 系直流盤は、上流に設置されている蓄電池から供給される容量を下流に設置されている直流負荷に電源を供給できる設計とする。

A-115V 系直流盤の負荷の合計容量は表 1 のとおり、236A となる。

したがって、A-115V 系直流盤の容量は、負荷の合計容量 236A を上回る 500A/個とする。

表 1 A-115V 系直流盤の負荷容量

負荷名称	負荷電流 (A)
非常用照明	17
直流制御電源	65
計装用無停電交流電源装置	154
合 計	236

1.2 B-115V 系直流盤

B-115V 系直流盤は、上流に設置されている蓄電池から供給される容量を下流に設置されている直流負荷に電源を供給できる設計とする。

B-115V 系直流盤の負荷の合計容量は表 2 のとおり、269A となる。

したがって、B-115V 系直流盤の容量は、負荷の合計容量 269A を上回る 500A/個とする。

表 2 B-115V 系直流盤の負荷容量

負荷名称	負荷電流 (A)
非常用照明	50
直流制御電源	65
計装用無停電交流電源装置	154
合 計	269

1.3 B-115V 系直流盤 (SA)

B-115V 系直流盤 (SA) は、上流に設置されている蓄電池から供給される容量を下流に設置されている直流負荷に電源を供給できる設計とする。

B-115V 系直流盤 (SA) の負荷の合計容量は表 3 のとおり、55A となる。

したがって、B-115V 系直流盤 (SA) の容量は、負荷の合計容量 55A を上回る 500A/個とする。

表 3 B-115V 系直流盤 (SA) の負荷容量

負荷名称	負荷電流 (A)
直流制御電源	30
直流照明, その他の負荷	24.5
合 計*	55

注記* : 負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。

1.4 高圧炉心スプレイ系直流盤

高圧炉心スプレイ系直流盤は、上流に設置されている蓄電池から供給される容量を下流に設置されている直流負荷に電源を供給できる設計とする。

高圧炉心スプレイ系直流盤の負荷の合計容量は表4のとおり、15Aとなる。

したがって、高圧炉心スプレイ系直流盤の容量は、負荷の合計容量15Aを上回る500A/個とする。

表4 高圧炉心スプレイ系直流盤の負荷容量

負荷名称	負荷電流 (A)
直流制御電源	15
合 計	15

2. 個数の設定根拠

115V 直流盤は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である4個設置する。

2.38 原子炉中性子計装用分電盤

名	称	原子炉中性子計装用分電盤
容	量	A/個
個	数	—
		100
		2

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する中性子計装用分電盤は、以下の機能を有する。

原子炉中性子計装用分電盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、蓄電池（非常用）である原子炉中性子計装用蓄電池を原子炉中性子計装用充電器へ接続することにより、原子炉中性子計装用分電盤へ電力を供給できる設計とする。

なお、原子炉中性子計装用分電盤の電圧は、接続される原子炉中性子計装用蓄電池の電圧と同じ±24Vとする。

1. 容量の設定根拠

原子炉中性子計装用分電盤を重大事故等時に使用する場合は、原子炉中性子計装用蓄電池の容量を下流に設置されている直流負荷へ供給できる設計とする。

原子炉中性子計装用分電盤の負荷の合計容量は表1のとおり、10Aとなる。

したがって、原子炉中性子計装用分電盤の容量は、負荷の合計容量10Aを上回る100A/個とする。

表1 原子炉中性子計装用分電盤の負荷容量

負荷名称	負荷電流(A)
直流計装電源	10
合 計	10

2. 個数の設定根拠

原子炉中性子計装用分電盤は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である各系列に1個とし、合計2個設置する。

2.39 HPAC 直流コントロールセンタ

名	称	HPAC 直流コントロールセンタ
容	量	A/個
個	数	1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する HPAC 直流コントロールセンタは、以下の機能を有する。

HPAC 直流コントロールセンタは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備である SA 用 115V 系蓄電池を SA 用 115V 系充電器に接続し、HPAC 直流コントロールセンタを経由して直流負荷へ電力を供給できる設計とする。

なお、HPAC 直流コントロールセンタの電圧は、接続される SA 用 115V 系蓄電池の電圧と同じ 115V とする。

1. 容量の設定根拠

HPAC 直流コントロールセンタを重大事故等時に使用する場合は、下流に設置されている電動弁に電源を供給できる設計とする。

HPAC 直流コントロールセンタの容量は、電動弁 1 個当たりの最大電流を基に設計する。

電動弁 1 個当たりの負荷電流が最大となるのは、RCIC HPAC タービン蒸気入口弁の 1.86kW である。

したがって、HPAC 直流コントロールセンタの容量は、RCIC HPAC タービン蒸気入口弁の負荷容量 1.86kW に対して、以下のとおり 17A を上回る 600A/個とする。

$$I = \frac{Q}{V} = \frac{1.86}{0.115} = 16.1 \approx 17$$

I : 電流 (A)

Q : 容量 (kW) = 1.86

V : 電圧 (kV) = 0.115

2. 個数の設定根拠

HPAC 直流コントロールセンタは、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.40 SA 対策設備用分電盤 (2)

名 称	SA 対策設備用分電盤 (2)	
容 量	A/個	225
個 数	—	1

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する SA 対策設備用分電盤 (2) は、以下の機能を有する。

SA 対策設備用分電盤 (2) は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失 (全交流動力電源喪失) した場合には、所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備である SA 用 115V 系蓄電池を SA 用 115V 系充電器に接続し、SA 対策設備用分電盤 (2) を経由して直流負荷へ電力を供給できる設計とする。

なお、SA 対策設備用分電盤 (2) の電圧は、接続される SA 用 115V 系蓄電池の電圧と同じ 115V とする。

1. 容量の設定根拠

SA 対策設備用分電盤 (2) を重大事故等時に使用する場合は、下流に設置されている直流負荷に電源を供給できる設計とする。

SA 対策設備用分電盤 (2) の負荷の合計容量は表 1 のとおり、46.6A となる。

したがって、SA 対策設備用分電盤 (2) の容量は、負荷の合計容量 46.6A を上回る 225A/個 とする。

表 1 SA 対策設備用分電盤 (2) の負荷容量

負荷名称	負荷電流 (A)
第 2 重大事故制御盤, 重大事故制御盤, 重大事故インバータ盤, 重大事故監視盤, 重大事故変換器盤	39.25
SRV 用電源切替盤	3.0
緊急用電源設備光伝送盤	2.52
第 1 フィルタ付ベント設備床漏えい検知器/ pH 制御設備床漏えい検知器継電器盤	0.65
ドライウエル水位計/ ペDESTAL 水位計用継電器盤	1.1
合 計*	46.6

注記* : 負荷容量の合計は小数点第 2 位以下を切り上げた値とする。

2. 個数の設定根拠

SA 対策設備用分電盤 (2) は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.41 SRV 用電源切替盤

名	称	SRV 用電源切替盤
容	量	A/個
個	数	—
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する SRV 用電源切替盤は、以下の機能を有する。</p> <p>SRV 用電源切替盤は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する機能を有する逃がし安全弁の作動に必要な電力を供給するために設置する。</p> <p>系統構成は、常設直流電源系統が喪失した場合において、SRV 用電源切替盤を切り替えることにより、可搬型直流電源設備から必要な電源を供給し、逃がし安全弁（8 個）を作動できる設計とする。</p> <p>なお、SRV 用電源切替盤の電圧は、下流に設置されている逃がし安全弁の電圧と同じ 115V とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>SRV 用電源切替盤は、可搬型直流電源設備の出力を下流に設置されている逃がし安全弁（8 個）に供給できる設計とする。</p> <p>SRV 用電源切替盤の容量は、負荷の逃がし安全弁（8 個）（定格出力約 330W，定格電流 3A）を上回る 50A とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>SRV 用電源切替盤は、重大事故等対処設備として逃がし安全弁（8 個）の作動に必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。</p>		

2.42 格納容器ガスサンプリング装置(格納容器水素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(SA))

名 称	格納容器ガスサンプリング装置(格納容器水素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(SA))		
圧 縮 機	個 数	—	1
	吐 出 圧 力	MPa	0.86以上(0.9)
	容 量	ℓ/min	12.4以上(15)
冷 却 器	個 数	—	1
	容 量	kJ/h	15.4以上(40)
窒 素 ポ ン ベ	個 数	—	2(予備2)

【設 定 根 拠】

(概 要)

・ 重大事故等対処設備

計測制御系統施設のうち格納容器ガスサンプリング装置(格納容器水素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(SA))は、以下の機能を有する。

格納容器ガスサンプリング装置(格納容器水素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(SA))は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するために必要な設備として設置する。

系統構成は、格納容器ガスサンプリング装置(格納容器水素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(SA))を常設設備とし、中央制御室(「1, 2号機共用」(以下同じ。))にて起動操作が可能であり、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作できる設計とする。

1. 圧縮機

1.1 個数の設定根拠

格納容器ガスサンプリング装置(格納容器水素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(SA))の圧縮機は、1個を重大事故等対処設備として設置する。

1.2 吐出圧力の設定根拠

格納容器ガスサンプリング装置(格納容器水素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(SA))の圧縮機を重大事故等対処設備として使用する場合の吐出圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力0.853MPa及びサンプリングガスの流路中の圧力損失を考慮し、その合計値を上回る圧力として0.86MPa以上とする。

公称値については要求される吐出圧力0.86MPaを上回る0.9MPaとする。

1.3 容量の設定根拠

格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A））の圧縮機を重大事故等対処設備として使用する場合の容量は、当該格納容器ガスサンプリング装置内へサンプリングガスを引き込む際の圧力変動及び流量変動を防止するために設置されるタンク容量20ℓにサンプリング配管の容量1ℓを含めた合計21ℓの空間体積内を90～110kPa[abs]から70kPa[abs]に減圧するために必要な容量とする。

減圧するために必要なサンプリングガスの排出量は以下のとおり。

$$V_1 = 21 \times (110 - 70) / 101.3 \\ = 8.29$$

V_1 ：サンプリングガスの排出量（ℓ）

圧縮機容量は、上記により算出したサンプリングガスを、当該格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A））の要求時間40秒以内に系統外に排出できる容量として12.4ℓ/min以上とする。

公称値については要求される容量12.4ℓ/minを上回る15ℓ/minとする。

2. 冷却器

2.1 個数の設定根拠

格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A））の冷却器は、1個を重大事故等対処設備として設置する。

2.2 容量の設定根拠

格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A））の冷却器を重大事故等対処設備として使用する場合の容量は、120℃に制御されたキャビネット内から供給されるサンプリングガスを、酸素濃度計測に必要な5℃に冷却するために必要な容量とする。サンプリングガスの条件は、格納容器ベント実施後、非凝縮性ガスが排出され原子炉格納容器内が蒸気で満たされた状態を考慮し、水蒸気濃度100%とする。なお、検出ラインの出口弁により、サンプリングガスは冷却器に約100～110kPa[abs]の圧力に保持される。

冷却器に流入するサンプリングガスが有する熱量は以下のとおり。

除熱を必要とするサンプリングガスの質量 m を比重 ρ と冷却器の容積 V_2 により求める。

$$m = \rho \cdot V_2 \\ = 0.614 \times 12.93 \times 10^{-6} \\ = 7.94 \times 10^{-6}$$

m ：サンプリングガス質量（kg）（100%蒸気）

ρ ：サンプリングガスの比重（kg/m³）（110kPa[abs]，120℃）=0.614

V_2 ：冷却器の容積（cm³）=12.93

上記により求めたサンプリングガスを 120℃から 5℃に冷却するために必要な除熱量を求める。

$$Q_1 = 7.94 \times 10^{-6} \times 2716 \times 1000$$

$$= 21.6$$

Q_1 : 冷却器入口におけるガス熱量 (J)

110kPa[abs]及び 120℃における過熱蒸気のエンタルピー (kJ/kg) = 2716

$$Q_2 = 7.94 \times 10^{-6} \times 21 \times 1000$$

$$= 0.2$$

Q_2 : 冷却器出口におけるガス熱量 (J)

5℃における飽和水のエンタルピー* (kJ/kg) = 21

注記* : 冷却器出口は飽和蒸気であるが、保守的に 5℃における飽和水のエンタルピーを設定

$$Q = Q_1 - Q_2$$

$$= 21.6 - 0.2$$

$$= 21.4$$

Q : 冷却器内で除去される総熱量 (J)

上記で算出した冷却器内で除去される総熱量を、格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A））により設定されたサンプリングガスの接触時間 5 秒で除去可能な冷却器の容量として 15.4kJ/h 以上とする。

公称値については要求される容量 15.4kJ/h を上回る 40kJ/h とする。

3. 窒素ポンベ

3.1 個数の設定根拠

重大事故等に使用する格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A））の窒素ポンベは、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用型の窒素ポンベを使用する。このため、本ポンベの容量は一般汎用型の窒素ポンベの標準容量 46.7ℓ/個となる。

格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A））の窒素ポンベの個数は、格納容器ガスサンプリング装置を 7 日間運転するために必要な個数を確保する。

格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A））について、1 日当たりの窒素消費量は以下のとおり。

①格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A））の検出ラインにサンプリングガスを押し込むための消費量（ℓ/日[normal]）
=480

②格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A））の空気作動弁を駆動させるための消費量（ℓ/日[normal]）
=143

③格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A））の冷却器にて発生した凝縮水を原子炉格納容器内に押し込むための消費量（ℓ/日[normal]）
=1000

上記①～③より合計は 1623ℓ/日[normal]であり、7 日間の運転における窒素消費量は 11361ℓ[normal]となる。

窒素ポンベ 1 個当たりの供給量 S_b は、下記の式で求める。なお、ポンベ使用下限圧力 P_2 は重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 0.853MPa 及びポンベ減圧弁における差圧 0.2～0.3MPa を考慮し、1.2MPa[abs]に設定する。

$$\begin{aligned} S_b &= \frac{P_1 - P_2}{P_N} \cdot V_b \\ &= \frac{14.7 - 1.2}{0.1013} \times 46.7 \\ &= 6224 \end{aligned}$$

S_b : 1 個当たりのポンベによる供給量（ℓ/個[normal]）

P_1 : ポンベ初期充填圧力（MPa[abs]）=14.7

P_2 : ポンベ使用下限圧力（MPa[abs]）=1.2

P_N : 大気圧（MPa[abs]）=0.1013

V_b : ポンベ容量（ℓ/個）=46.7

上記より、格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A））を 7 日間運転するために必要な窒素ポンベの個数 M は以下となる。

$$S_b \cdot M > 11361$$

$$6224 \cdot M > 11361$$

$$M > 1.83$$

よって、格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A））の窒素ポンベの個数は1.83個となることから、必要な個数は2個となるため、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮して2個を加え、窒素ポンベは2個（予備2個）とする。



図1 格納容器ガスサンプリング装置
（格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A））の概略構成図

2.43 格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系））

名 称	格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系））		
サンプリングポンプ	個 数	—	1
	吐 出 圧 力	MPa	0.66 以上 (0.69)
	容 量	ℓ/min/個	1 以上 (20)
冷 却 器	個 数	—	2
	伝 熱 面 積	m ² /個	0.22 以上 (0.53)

【設 定 根 拠】

(概 要)

・ 設計基準対象施設

格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系））は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内における水素濃度及び酸素濃度を計測するため、原子炉格納容器内からのサンプリングガスを循環及び冷却するために設置する。

・ 重大事故等対処設備

計測制御系統施設のうち格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系））は、以下の機能を有する。

格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系））は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するために必要な常設設備として設置する。

系統構成は、格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系））を常設設備とし、中央制御室にて起動操作が可能であり、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作できる設計とする。

1. サンプリングポンプ

1.1 個数の設定根拠

格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系））のサンプリングポンプは、設計基準対象施設として原子炉格納容器内からのサンプリングガスを循環するために必要な個数であり、1個設置する。

格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系））のサンプリングポンプは、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

1.2 吐出圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系））のサンプリングポンプの吐出圧力は、原子炉格納容器内の圧力（最高使用圧力）0.427MPaを考慮し、0.427MPa以上とする。

重大事故等対処設備として使用する格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系））のサンプリングポンプの吐出圧力は、原子炉格納容器内の重大事故等時における使用圧力0.66MPaを考慮し、0.66MPa以上とする。

公称値については要求される吐出圧力0.66MPaを上回る0.69MPaとする。

1.3 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系））のサンプリングポンプの容量は、計測に必要な流量として、10/min/個以上とする。

重大事故等対処設備として使用する格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系））のサンプリングポンプの容量は、設計基準対象施設と同仕様で設計し、10/min/個以上とする。

公称値については要求される容量10/min/個を上回る200/min/個とする。

2. 冷却器

2.1 個数の設定根拠

格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系））の冷却器は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内からのサンプリングガスを冷却するために必要な個数であり、2個設置する。

格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系））の冷却器は、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

2.2 伝熱面積の設定根拠

設計基準対象施設として使用する格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系））の冷却器の伝熱面積は、原子炉格納容器内からのサンプリングガスを40℃以下とするために必要な容量1.18kWを満足するために必要な最小伝熱面積を基に設定する。

必要な最小伝熱面積は、設計熱交換量、伝熱管熱通過率及び高温側と低温側の温度差の平均値である対数平均温度差を用いて求められる。

格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系））の冷却器の伝熱面積は、必要な最小伝熱面積が格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系））の冷却器への原子炉補機冷却系の設計流量である $3.2\text{m}^3/\text{h}$ において、 0.20m^2 であることから、 $0.20\text{m}^2/\text{個}$ 以上とする。

格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系））の冷却器を重大事故等時において使用する場合の伝熱面積は、重大事故等時の原子炉格納容器内からのサンプリングガスを 40°C 以下とするために必要な容量 1.72kW を満足するために必要な最小伝熱面積を基に設定する。

必要な最小伝熱面積は、設計熱交換量、伝熱管熱通過率及び高温側と低温側の温度差の平均値である対数平均温度差を用いて求められる。

格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系））の冷却器の伝熱面積は、必要な最小伝熱面積が格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系））の冷却器への原子炉補機代替冷却系の設計流量である $3.2\text{m}^3/\text{h}$ において、 0.22m^2 であることから、 $0.22\text{m}^2/\text{個}$ 以上とする。

公称値については要求される容量 $0.22\text{m}^2/\text{個}$ を上回る $0.53\text{m}^2/\text{個}$ とする。

2.44 燃料プール監視カメラ用冷却設備

名	称	燃料プール監視カメラ用冷却設備
容	量	ℓ/min
		330 以上 (330 以上)
個	数	—
		1

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち燃料プール監視カメラ（S A）の耐環境性向上のために使用する燃料プール監視カメラ用冷却設備は、以下の機能を有する。

燃料プール監視カメラ用冷却設備は、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合において燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するとともに、燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が異常に低下した場合において燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備として設置する。

系統構成は、燃料プール監視カメラ用冷却設備を常設設備とし、現場にて冷却設備の弁操作及び起動操作が可能であり、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作できる設計とする。

燃料プール監視カメラ用冷却設備の構成等については、添付書類VI-1-3-1「使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。

1. 容量の設定根拠

燃料プール監視カメラ用空冷装置のコンプレッサから供給される空気がエアクーラ出口で °C 以下になるように必要流量を設定する。燃料プール監視カメラ用冷却設備のエアクーラ出口における温度評価結果から、燃料プール監視カメラ（S A）の冷却に必要な容量として、330ℓ/min 以上（エア合流点）とする。

公称値については要求される容量と同じ 330ℓ/min 以上（エア合流点）とする。

2. 個数の設定根拠

燃料プール監視カメラ用冷却設備は、重大事故等対処設備として燃料プール監視カメラ（S A）の耐環境性向上のために必要な個数として 1 個設置する。なお、図 1「燃料プール監視カメラ用冷却設備の空気供給概略図」のとおり燃料プール監視カメラ用冷却設備の内訳として、コンプレッサ及び冷却器は 2 台、エアクーラは 1 台とする。

2.1 燃料プール監視カメラ用冷却設備のエアクーラ出口における温度評価

燃料プール監視カメラ用冷却設備のエアクーラ出口における温度を求めた評価条件及び算出方法は以下のとおりである。燃料プール監視カメラ用冷却設備の系統構成を図1「燃料プール監視カメラ用冷却設備の空気供給概略図」に、流量（エア合流点）及び評価温度を表1「流量（エア合流点）及び評価温度」に示す。

2.1.1 評価条件

- ・エアクーラ出口温度：°C以下*1
- ・冷却器出口温度：°C*2
- ・周囲温度：原子炉建物付属棟（コンプレッサ，冷却器設置場所）40°C*3
原子炉建物原子炉棟（燃料プール監視カメラ（SA），エアクーラ設置場所）100°C*4
- ・流量（エア合流点）：～ℓ/min*5
- ・エアクーラの冷風率：25%*5,*6
(コンプレッサ，冷却器からの冷却空気流量（エア合流点）に対する燃料プール監視カメラ（SA）の冷却に使用される空気（エアクーラの出口流量）の割合)
- ・パイロジェル™XTの熱伝導率：0.023W/(m・K)
- ・パイロジェル™XTの保温厚さ：0.05m
- ・空気の定圧比熱：1.006kJ/(kg・K)
- ・空気の密度：1.293kg/m³(0°C，大気圧における密度)

注記*1：燃料プール監視カメラ（SA）の設計値から設定している。

*2：原子炉建物付属棟の環境温度である40°Cを周辺温度環境として，同一機器を使用した試験結果より°Cと設定している。

*3：添付書類VI-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」により40°Cに設定している。

*4：添付書類VI-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」により100°Cに設定している。

*5：原子炉建物原子炉棟の環境温度である100°Cを周辺温度環境として，同一機器を使用した試験において，エアクーラの動作を確認した入口流量より～ℓ/minと設定している。

*6：原子炉建物原子炉棟の環境温度である100°Cを周辺温度環境として，同一機器を使用した試験において，流量（エア合流点）330ℓ/min以上の場合，エアクーラの出口温度は入口温度より°C以上低下することを確認している。

2.1.2 適用規格

- ・J I S A9501 2014 保温保冷工事実施標準

2.1.3 評価方法

- (1) 燃料プール監視カメラ用冷却設備のエアクーラの動作流量を満足するよう流量（エア合流点）を任意に与える。
- (2) 設定された流量（エア合流点）を用いて、冷却器出口からエアクーラ出口に向けて温度を算出する。
- (3) 上記の計算をエアクーラ出口まで行い、エアクーラ出口温度が °C 以下であることを確認する。（解析結果が °C 以上になった場合には、燃料プール監視カメラ用冷却設備の流量を増加させ、(1)に戻り再度計算を行い、 °C 以下となるまで流量を与える。）

2.1.4 算出方法

(1) 算出の概要

燃料プール監視カメラ用冷却設備に流量（エア合流点）330ℓ/min を流した場合に発生する冷却空気の温度変化を下記の順に算出する。

①エア合流点（初期条件）の設定

コンプレッサは原子炉建物附属棟内の環境温度である 40°C において、2 台で流量 330ℓ/min 以上を確保する。また、燃料プール監視カメラ用冷却設備（コンプレッサ及び冷却器 2 台）の流量試験結果から、エア合流点の温度、流量は以下のとおり設定する。

温度： °C

流量：330ℓ/min

②エア合流点から原子炉建物原子炉棟入口までの周囲温度からの入熱（区間 A）

エア合流点の温度 °C に対し周囲温度は 40°C と低いため配管内の空気は冷却されるが、本評価は冷却能力の評価が目的のため、温度を下げる効果は評価上無視することとし、原子炉建物原子炉棟入口までの温度、流量は下記のとおり変化しない評価とする。

温度： °C

流量：330ℓ/min

③原子炉建物原子炉棟入口からフレキ配管入口までの周囲温度からの入熱（区間 B）

原子炉建物原子炉棟入口の温度を内部流体の入口温度とし、2.1.4(2)算出式に記載の保温材設置箇所における管の熱通過率評価式によりフレキ配管入口温度を算出する。

温度： °C

流量：330ℓ/min

④フレキ配管入口からエアクーラ入口までの周囲温度からの入熱（区間 C）

フレキ配管入口の温度を内部流体の入口温度とし、2.1.4(2)算出式に記載の保温材非設置箇所における管の熱通過率評価式によりエアクーラ入口温度を算出する。

温度： °C

流量：330ℓ/min

⑤ エアクーラによる冷却と流量減少

エアクーラの冷却効果により温度は °C 低下し、流量は冷風率 25% を乗じた流量に低下することとし、エアクーラ出口の温度、流量は以下のとおりとなる。

温度： °C

流量： 82.50/min

(2) 算出式

- 内部流体の流量算出式

$$m' = m \cdot \rho \cdot \frac{60}{1000}$$

- 温度評価式

$$|\theta_{fm} - \theta_a| = |\theta_{im} - \theta_a| \cdot e^{-a \cdot l}$$

$$\theta_{fm} = (\theta_{im} - \theta_a) \cdot e^{-a \cdot l} + \theta_a$$

$$a = \frac{3.6 \cdot U_1}{m' \cdot C_p}$$

- 保温材設置箇所における管の熱通過率算出式

$$U_1 = \frac{2 \cdot \pi \cdot \lambda}{\ln\left(\frac{D_e}{D_i}\right)}$$

安全側に保温材の熱抵抗のみを考慮し、配管内表面、配管本体及び保温材外表面の熱抵抗は考慮しない。

- 保温材非設置箇所における管の熱通過率評価式

$$U_1 = \pi \cdot D_i \cdot h_{se}$$

$$h_{se} = h_r + h_{cv}$$

$$h_r = \varepsilon \cdot \sigma \cdot \frac{(T_{se})^4 - (T_a)^4}{T_{se} + T_a}$$

$$h_{cv} = 1.19 \cdot \left(\frac{\Delta\theta}{D_i}\right)^{0.25} \cdot \left(\frac{w + 0.348}{0.348}\right)^{0.5} \quad (\text{水平管})$$

安全側に配管外表面の熱抵抗のみを考慮し、配管内表面、配管本体の熱抵抗は考慮しない。

ここに、

θ_{fm} : 内部流体出口温度 (°C)

θ_{im} : 内部流体入口温度 (°C)

θ_a : 周囲温度 (°C)

- ρ : 空気の密度 (kg/m³)
 m : 内部流体の流量 (ℓ/min)
 m' : 内部流体の流量 (kg/h)
 l : 管の長さ (m)
 π : 円周率 (-)
 λ : 保温材 (パイロジェル™XT) の熱伝導率 (W/(m・K))
 D_i : 保温材内径 (配管外径) (m)
 D_e : 保温材外径 (配管外径+保温材厚さ×2) (m)
 C_p : 内部流体の定圧比熱 (kJ/(kg・K))
 U_1 : 熱通過率 (配管単位長さ当り) (W/(m・K))
 h_{se} : 配管外表面熱伝達率 (W/(m²・K))
 h_r : 配管外表面放射熱伝達率 (W/(m²・K))
 h_{cv} : 配管外表面対流熱伝達率 (W/(m²・K))
 ε : 放射率 (-) (安全側に 1.0 と仮定)
 σ : ステファン・ボルツマン定数 (W/(m²・K⁴)) (=5.67×10⁻⁸)
 T_{se} : 絶対温度で表した配管外表面温度 (K)
 T_a : 絶対温度で表した周囲温度 (K)
 $\Delta\theta$: 温度差(= | $\theta_{se} - \theta_a$ |) (°C)
 θ_{se} : 配管外表面温度 (°C)
 w : 風速 (m/s) (屋内のため 0 と仮定)

上記に基づき算出した熱通過率 (U_1) 及び各インプットは下表のとおり。

	m'	U_1	a	D_e	D_i	λ	l
区間B(保温材あり)	25.6	0.1054	0.01473	0.134	0.034	0.023	65
区間C(保温材なし)	25.6	1.7914	0.2504	-	0.034	-	1

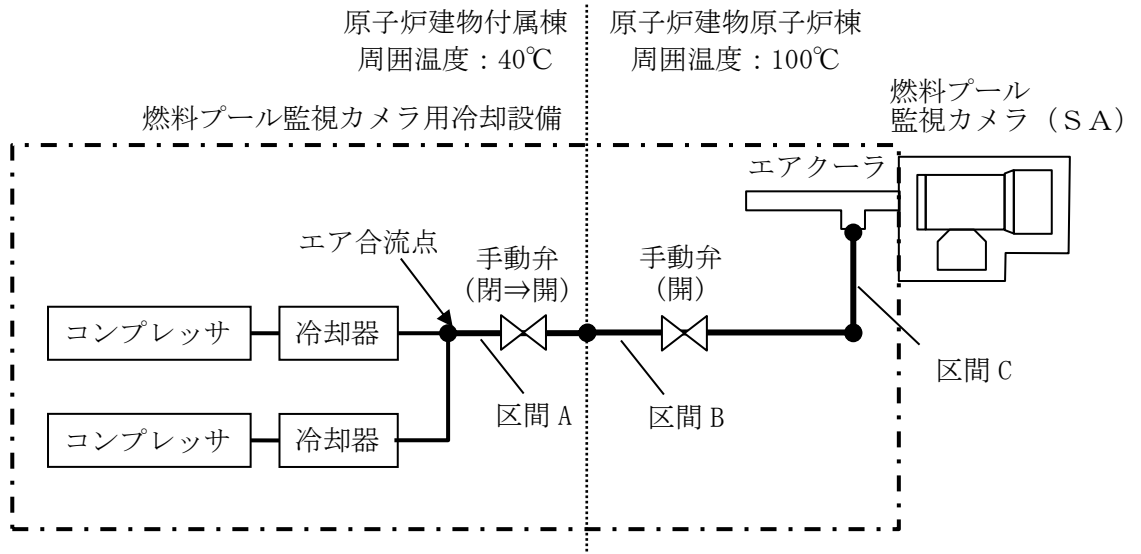


図1 燃料プール監視カメラ用冷却設備の空気供給概略図

表1 流量（エア合流点）及び評価温度

	流量（エア合流点） （ℓ/min）	評価温度 （℃）
燃料プール 監視カメラ用冷却設備	330	□

VI-1-1-6 クラス 1 機器及び炉心支持構造物の
応力腐食割れ対策に関する説明書

目 次

1. 概要	1
2. 申請範囲	1
3. 基本方針	1
4. 適用基準, 適用規格	2
5. 応力腐食割れ発生の抑制策について	2
5.1 応力腐食割れ発生の前提条件について	2
5.2 申請範囲における応力腐食割れ発生の抑制策について	3

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 17 条，第 18 条及びそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき，クラス 1 機器及びクラス 1 支持構造物並びに炉心支持構造物が応力腐食割れ発生の抑制を考慮した設計となっていることを説明する。

2. 申請範囲

今回の申請範囲は，原子炉浄化系主配管「原子炉压力容器～原子炉压力容器ボトムドレンライン合流部」のうち，今回新たにクラス 1 機器及びクラス 1 支持構造物として申請する電動弁（MV213-2）を設置しているラインを対象とする。

なお，原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大に伴い，新たに原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲となる弁 V222-7（RHR 炉頂部冷却水逆止弁）から弁 MV222-14（RHR 炉頂部冷却内側隔離弁）まで，弁 AV222-3A，B（A，B－RHR 炉水戻り試験可能逆止弁）から弁 MV222-11A，B（A，B－RHR ポンプ炉水戻り弁）まで，弁 MV222-6（RHR 炉水入口内側隔離弁）から弁 MV222-7（RHR 炉水入口外側隔離弁）までの主配管及び弁（以下「RCPB 拡大範囲」という。）については，建設時にクラス 1 機器として設計・製作し，クラス 1 機器として要求される検査を実施している。さらに，プラント建設時に工事計画の認可を受け，使用前検査にも合格しており，現在に至るまでクラス 1 機器として扱っているため，今回の申請において変更は行わない。

また，新たにクラス 1 機器及びクラス 1 支持構造物として申請する原子炉浄化系主配管のうち，電動弁（MV213-2）を設置しているライン及び RCPB 拡大範囲以外のクラス 1 機器及びクラス 1 支持構造物並びに炉心支持構造物に関しては，技術基準規則の要求事項に変更がないため，今回の申請において変更は行わない。

3. 基本方針

今回の申請範囲の設備は，発電用原子力設備規格（設計・建設規格（2001 年版）J S M E S N C 1-2001 及び設計・建設規格（2005 年版）J S M E S N C 1-2005）【事例規格】発電用原子力設備における「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮」（N C - C C - 0 0 2）に基づき，応力腐食割れ発生環境下に対する適切な耐食性を有する材料の使用，運転中の引張応力を軽減する設計及び製作時の引張残留応力を低減させる工法や発生した引張残留応力の低減対策の実施並びに保安規定に基づく水質管理等の応力腐食割れ発生の抑制を考慮した設計とする。

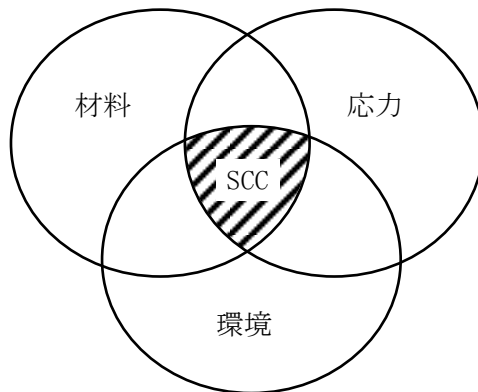
4. 適用基準，適用規格

- ・実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 1306194 号）
- ・発電用原子力設備規格（設計・建設規格（2001 年版）J S M E S N C 1-2001 及び設計・建設規格（2005 年版）J S M E S N C 1-2005）【事例規格】発電用原子力設備における「応力腐食割れ発生抑制に対する考慮」（N C - C C - 0 0 2）
- ・実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈（平成 26 年 8 月 6 日 原規技発第 1408063 号 原子力規制委員会）

5. 応力腐食割れ発生抑制策について

5.1 応力腐食割れ発生前提条件について

応力腐食割れ（S C C）は，材料が特定の環境条件と応力条件にさらされたときに割れを生じる現象であり，下図に示すとおり，材料・応力・環境の 3 要因が重畳した場合に発生する。



一般的に応力腐食割れを抑制するためには，以下に示すように 3 要因のうちの 1 要因以上を取り除く必要がある。

- 応力腐食割れ発生環境下において，応力腐食割れ発生の可能性が高い材料の選定を避ける。
- 引張応力を軽減する設計と製作時の引張残留応力を低減させる工法や発生した引張残留応力の低減処理技術を採用する。
- 応力腐食割れの発生に寄与する腐食環境を緩和する設計と水質管理技術を採用する。

5.2 申請範囲における応力腐食割れ発生の抑制策について

原子炉浄化系主配管「原子炉圧力容器～原子炉圧力容器ボトムドレンライン合流部」のうち、今回新たにクラス1機器及びクラス1支持構造物として申請する原子炉浄化系主配管のうち電動弁（MV213-2）を設置しているラインは、以下を考慮することにより、応力腐食割れの発生を抑制している。

(1) 配管及び弁

a. 材料選定

当該部の材料は、炭素含有量を制限($C \leq 0.020\%$)した SUS316TP、弁は SCS16A であり、応力腐食割れの感受性が低く、これまでも BWR の原子炉冷却材高温環境下における応力腐食割れ対策材料として多く使用されている。

b. 発生応力

当該部は、運転中の引張応力が增大する設計及び製作時の引張残留応力が高くなる工法を極力避けて設計し、溶接施工に関しては、当時の法令に従い、技術的妥当性が確認された溶接施工法である。

また、第三者機関にて認可された発電用原子炉施設の溶接士により施工されており、昭和45年通商産業省令第81号、改正昭和60年10月31日通商産業省令第65号「電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令」に基づき十分な品質管理を行っている。

さらに、当該部は応力腐食割れの感受性が低い材料の選定、開先等の形状を不連続で特異な形状としないこと及び溶接施工時には著しい引張残留応力が発生しないように適切な溶接条件、溶接順序等を採用することにより、引張残留応力の低減を図っている。

c. 環境

定格出力運転時の原子炉冷却材中の溶存酸素及びその他の不純物濃度が十分低くなるよう水質管理を行うことに加え、塩化物イオン及び硫酸イオン混入防止対策を行い、塩化物イオン及び硫酸イオンに起因する応力腐食割れの発生を防止している。

また、塩化物及びフッ化物混入防止対策を行い、塩化物及びフッ化物に起因する応力腐食割れの発生を防止している。

(2) 支持構造物

当該部の支持構造物については、原子炉冷却材高温環境に接液しないこと、塩化物及びフッ化物混入防止対策を行い、塩化物及びフッ化物に起因する応力腐食割れの発生を防止している。

VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下
における健全性に関する説明書

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	3
2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散	3
2.2 悪影響防止等	13
2.3 環境条件等	15
2.4 操作性及び試験・検査性	25
3. 系統施設ごとの設計上の考慮	37
3.1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	37
3.2 原子炉冷却系統施設	39
3.3 計測制御系統施設	42
3.4 放射性廃棄物の廃棄施設	46
3.5 放射線管理施設	47
3.6 原子炉格納施設	50
3.7 その他発電用原子炉の附属施設	53
3.7.1 非常用電源設備	53
3.7.2 常用電源設備	55
3.7.3 火災防護設備	56
3.7.4 浸水防護設備	57
3.7.5 補機駆動用燃料設備	58
3.7.6 非常用取水設備	59
3.7.7 緊急時対策所	60
別添 1 可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート	
別添 2 可搬型重大事故等対処設備の設計方針	
別添 3 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止について	
別添 4 ブローアウトパネル関連設備の設計方針	

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第9条、第14条、第15条（第1項及び第3項を除く。）、第32条第3項、第38条第2項、第44条第1項第5号、第54条（第2項第1号及び第3項第1号を除く。）及び第59条から第77条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき、安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性について説明するものである。

今回は、健全性として機器に要求される機能を有効に発揮するための系統設計及び構造設計に係る事項を考慮して、「多重性又は多様性及び独立性に係る要求事項を含めた多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散に関する事項（技術基準規則第9条、第14条第1項、第54条第2項第3号、第3項第3号、第5号、第7号及び第59条から第77条並びにそれらの解釈）」（以下「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」という。）、「共用化による他号機への悪影響も含めた、機器相互の悪影響（技術基準規則第15条第4項、第5項、第6項、第54条第1項第5号、第2項第2号及び第59条から第77条並びにそれらの解釈）」（以下「悪影響防止等」という。）、「安全設備及び重大事故等対処設備に想定される事故時の環境条件（使用条件含む。）等における機器の健全性（技術基準規則第14条第2項、第32条第3項、第44条第1項第5号、第54条第1項第1号、第6号、第3項第4号及び第59条から第77条並びにそれらの解釈）」（以下「環境条件等」という。）及び「要求される機能を達成するために必要な操作性、試験・検査性、保守点検性等（技術基準規則第15条第2項、第38条第2項及び第54条第1項第2号、第3号、第4号、第3項第2号、第6号及び第59条から第77条並びにそれらの解釈）」（以下「操作性及び試験・検査性」という。）を説明する。

健全性を要求する対象設備については、技術基準規則及びその解釈だけでなく、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）及びその解釈も踏まえて、重大事故等対処設備は全てを対象とし、安全設備を含む設計基準対象施設は以下のとおり対象を明確にして説明する。

「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」については、技術基準規則第14条第1項及びその解釈にて安全設備に対して要求されていること、設置許可基準規則第12条第2項及びその解釈にて安全機能を有する系統のうち安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの（以下「重要安全施設」という。）に対しても要求されることから、安全設備を含めた重要安全施設を対象とする。人の不法な侵入等の防止の考慮については、技術基準規則第9条及びその解釈にて発電用原子炉施設に対して要求されていることから、重大事故等対処設備を含めた発電用原子炉施設を対象とする。

「悪影響防止等」のうち、内部発生飛散物の考慮は、技術基準規則第15条第4項及びその解釈にて設計基準対象施設に属する設備に対して要求されていることから、安全設備を含めた設計基準対象施設を対象とする。共用又は相互接続の禁止に対する考慮は、技術基準規則第15条第5

項及びその解釈にて安全設備に対して要求されていること，設置許可基準規則第12条第6項及びその解釈にて重要安全施設に対して要求されていることから，安全設備を含めた重要安全施設を対象とする。共用又は相互接続による安全性の考慮は，技術基準規則第15条第6項及びその解釈にて安全機能を有する構築物，系統及び機器（以下「安全施設」という。）に対して要求されているため，安全設備を含めた安全施設を対象とする。

「環境条件等」については，設計が技術基準規則第14条第2項及びその解釈にて安全施設に対して要求されているため，安全設備を含めた安全施設を対象とする。

「操作性及び試験・検査性」のうち，操作性の考慮は，技術基準規則第38条第2項及びその解釈にて中央制御室での操作に対する考慮が要求されており，その操作対象を考慮して安全設備を含めた安全施設を対象とする。試験・検査性，保守点検性等の考慮は技術基準規則第15条第2項及びその解釈にて設計基準対象施設に対して要求されており，安全設備を含めた設計基準対象施設を対象とする。

2. 基本方針

安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性について、以下の4項目に分け説明する。

2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

重要安全施設は、単一故障が発生した場合でもその機能を達成できるように、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とし、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とする。

多重性又は多様性及び独立性を備える設計とすることにより、単一故障、環境条件、自然現象、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの(故意によるものを除く。)(以下「人為事象」という。)、溢水、火災等により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。

なお、自然現象のうち地震に対する設計については、添付書類VI-2「耐震に関する説明書」のうち添付書類VI-2-1「耐震設計の基本方針」に基づき実施する。地震を除く自然現象及び人為事象に対する設計については、添付書類VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類VI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。溢水に対する設計については、添付書類VI-1-1-9「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」のうち添付書類VI-1-1-9-1「溢水等による損傷防止の基本方針」に基づき実施する。火災に対する設計については、添付書類VI-1-1-8「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の「2. 火災防護の基本方針」に基づき実施する。また、発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止に係わる設計上の考慮等については、添付書類VI-1-1-7-別添3「発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止について」に基づき実施する。

重要安全施設は、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障、長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかが発生した場合で、外部電源が利用できない場合においても、系統の安全機能を達成できるよう、原則として、多重性又は多様性及び独立性を持つ設計とする。短期間と長期間の境界は24時間とする。

重要安全施設のうち、単一設計で安全機能を達成できるものについては、その設計上の考慮を「3. 系統施設ごとの設計上の考慮」に示す。

重大事故防止設備については、設計基準事故対処設備並びに燃料プールの冷却設備及び注水設備(以下「設計基準事故対処設備等」という。)の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを考慮して適切な措置を講じた設計とする。ただし、重大事故に至るおそれのある事故が発生する要因となった喪失機能を代替するもののうち、非常用ディーゼル発電機等のように、多様性又は独立性及び位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備がないものは、多様性又は独立性及び位置的分散の設計方針は適用しない。

常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを考慮して適切な措置を講じた設計とする。

常設重大事故防止設備のうち、計装設備については、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータの計測が困難となった場合に、当該パラメータを推定するために必要なパラメータと異なる物理量又は測定原理とする等、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータに対して可能な限り多様性を持った方法により計測できる設計とするとともに、可能な限り位置的分散を図る設計とする。重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータは、重大事故等対処設備として設計するとともに、その運用については、保安規定に定めて管理する。

可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを考慮して適切な措置を講じた設計とする。

可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建物の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、それぞれ互いに異なる複数の場所に設置する設計とする。また、一つの接続口で複数の機能を兼用して使用する場合には、それぞれの機能に必要な容量が確保できる接続口を設け、状況に応じてそれぞれの系統に必要な流量を同時に供給できる設計とする。

可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波、その他自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備等及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管する設計とする。

重大事故緩和設備についても、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性を有し、位置的分散を図ることを考慮する。

建物については、地震、津波、火災及び外部からの衝撃による損傷を防止できる設計とする。

共通要因としては、環境条件、自然現象、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれのある事象であって人為によるもの（以下「外部人為事象」という。）、溢水、火災及びサポート系の故障を考慮し、以下(1)～(5)に環境条件を除く考慮事項に対する設計上の考慮を説明する。なお、環境条件については、想定される事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重要安全施設及び重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とすることを、「2.3 環境条件等」に示す。

設計基準事故対処設備等、常設重大事故防止設備及び可搬型重大事故等対処設備について、その機能と、多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を「3. 系統施設ごとの設計上の考慮」に示す。

(1) 自然現象

重大事故等対処設備の共通要因のうち、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象を考慮する。このうち、降水及び凍結は屋外の天候による影響として、地震、風（台風）及び積雪は荷重として、「2.3 環境条件等」に示す。

地震、津波を含む自然現象の組合せの考え方については、添付書類VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類VI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」の「4. 組合せ」に示す。

a. 地震、津波

地震及び津波に対して、重大事故等対処設備は以下の設計とする。

- ・常設重大事故防止設備は、技術基準規則第 49 条「重大事故等対処施設の地盤」に基づく地盤上に設置する。
- ・常設重大事故防止設備は、地震に対して技術基準規則第 50 条「地震による損傷の防止」に基づく設計とし、津波に対しては二次的影響も含めて技術基準規則第 51 条「津波による損傷の防止」に基づく設計とする。
- ・地震による共通要因故障の特性は、設備等に発生する地震力（設備が設置される地盤や建物の影響によって設備等に発生する地震力は異なる。）又は地震による低耐震クラス設備からの波及的影響により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。
- ・津波による共通要因故障の特性は、津波の流入、浸入、引き波による水位低下により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と高さ方向に位置的分散を図る。
- ・地震に対して屋内の可搬型重大事故等対処設備は、技術基準規則第 49 条「重大事故等対処施設の地盤」に基づく地盤上の建物等内に保管する。
- ・屋外の可搬型重大事故等対処設備は、転倒しないことを確認する又は必要により固縛等の処置をするとともに、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化又は揺すり込みによる不等沈下、傾斜及び浮き上がり、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する。
- ・可搬型重大事故等対処設備は、地震に対しては技術基準規則第 50 条「地震による損傷の防止」にて考慮された設計とし、津波に対しては二次的影響も含めて技術基準規則第 51 条「津波による損傷の防止」にて考慮された設計とする。
- ・地震による共通要因故障の特性は、設備等に発生する地震力（設備が設置される地盤

や建物の影響によって設備等に発生する地震力は異なる。) 又は地震による低耐震クラス設備からの波及的影響により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。

- ・津波による共通要因故障の特性は、津波の流入、浸入、引き波による水位低下により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて可能な限り設計基準事故対処設備等と高さ方向に位置的分散を図る。
- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、技術基準規則第50条「地震による損傷の防止」及び技術基準規則第51条「津波による損傷の防止」に基づく設計とする。
- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、技術基準規則第49条「重大事故等対処施設の地盤」に基づく地盤上の建物内又は建物面の隣接しない位置に複数箇所設置する。また、接続口から建物内に水又は電力を供給する経路については、常設重大事故等対処設備として設計する。

これらの設計のうち、常設重大事故等対処設備が設置される地盤の評価及び位置的分散が図られた常設重大事故等対処設備の耐震設計については、添付書類VI-2「耐震性に関する説明書」のうち添付書類VI-2-1「耐震設計の基本方針」に基づき実施する。また、可搬型重大事故等対処設備の保管場所及び屋外・屋内アクセスルートにおいて周辺斜面が崩壊しないことの考慮等については、添付書類VI-1-1-7-別添 1「可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート」に示す。耐震設計を含めた自然現象、外部人為事象、溢水及び火災に対する位置的分散が図られた可搬型重大事故等対処設備の機能保持に係る設計については、添付書類VI-1-1-7-別添 2「可搬型重大事故等対処設備の設計方針」に基づき実施する。位置的分散を図った重大事故等対処設備の耐津波設計については、添付書類VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類VI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

b. 風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象

風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象に対して、重大事故等対処設備は以下の設計とする。

(a) 常設重大事故防止設備

- ・風（台風）による共通要因故障の特性は、風（台風）による荷重（風圧力、気圧差）により同じ機能を有する機器が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物等内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、屋外に設置する。
- ・竜巻による共通要因故障の特性は、竜巻による荷重（風圧力、気圧差、飛来物の衝撃荷重）により同じ機能を有する機器が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物等内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないように設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。
- ・落雷による共通要因故障の特性は、雷撃電流により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物等内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、屋外に設置する。また、常設代替交流電源設備は、避雷設備又は接地設備により防護する設計とする。
- ・生物学的事象のうちネズミ等の小動物による共通要因故障の特性は、電気盤内での地絡・短絡により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とするか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないように設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。
- ・生物学的事象のうちクラゲ等の海生生物による共通要因故障の特性は、海水ポンプの閉塞等により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、影響を受けるおそれのある常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。

(b) 可搬型重大事故等対処設備

- ・風（台風）による共通要因故障の特性は、風（台風）による荷重（風圧力、気圧差）により同じ機能を有する機器が同時に機能喪失に至ることであることから、可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物等内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損な

うおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する。

- ・竜巻による共通要因故障の特性は、竜巻による荷重（風圧力、気圧差、飛来物の衝撃荷重）により同じ機能を有する機器が同時に機能喪失に至ることであることから、可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物等内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する。
 - ・落雷による共通要因故障の特性は、雷撃電流により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物等内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する。
 - ・生物学的事象のうちクラゲ等の海生生物による共通要因故障の特性は、海水ポンプの閉塞等により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、クラゲ等の海生生物からの影響を受けるおそれのある屋外の可搬型重大事故等対処設備は、予備を有する設計とする。
- (c) 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口
- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、建物の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建物面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。また、接続口から建物内に水又は電力を供給する経路については、常設重大事故等対処設備として設計する。
 - ・生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口を屋外に設置する場合は、開口部の閉止により重大事故等に対処するための必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。

上記(a)～(c)の設計のうち、外部からの衝撃として風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象に対する位置的分散が図られた重大事故等対処設備の設計については、添付書類VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類VI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

なお、保管場所及び屋外・屋内アクセスルートにおいては、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象に対する考慮について、添付書類VI-1-1-7-別添 1「可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート」

に示す。

(2) 外部人為事象

重大事故等対処設備の共通要因のうち、外部人為事象については、飛来物(航空機落下)、火災・爆発(森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等)、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮する。なお、電磁的障害については、「2.3 環境条件等」にて考慮し機能が損なわれない設計とする。

a. 火災・爆発(森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等)、有毒ガス、船舶の衝突

爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突に対して、重大事故等対処設備は以下の設計とする。

- ・爆発、近隣工場等の火災及び有毒ガスによる共通要因故障の特性は、熱損傷、ばい煙により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物等内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、屋外に設置する。
- ・船舶の衝突による共通要因故障の特性は、取水路閉塞により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、屋外に設置する。
- ・爆発、近隣工場等の火災及び有毒ガスによる共通要因故障の特性は、熱損傷、ばい煙により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物等内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する。
- ・船舶の衝突による共通要因故障の特性は、取水路閉塞により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物等内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する。
- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、建物の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建物面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。また、接続口から建物内に水又は電力を供給する経路については、常設重大事故等対処設備

として設計する。

これらの設計のうち、外部からの衝撃として、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突に対する位置的分散が図られた重大事故等対処設備の設計については、添付書類VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類VI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

b. 飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム

飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、重大事故等対処設備は以下の設計とする。

(a) 飛来物（航空機落下）

- ・飛来物（航空機落下）による共通要因故障の特性は、衝突荷重により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置する。
- ・飛来物（航空機落下）による共通要因故障の特性は、衝突荷重により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、可搬型重大事故等対処設備及び可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、「(b) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム」に対する設計上の考慮と同様の設計上の考慮を行う。

(b) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム

- ・故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、可搬型重大事故等対処設備による対策を講じることとする。
- ・屋内の可搬型重大事故等対処設備は、可能な限り設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する設計とする。
- ・屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建物、タービン建物及び廃棄物処理建物から 100m 以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備から 100m 以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する設計とする。
- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、建物の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建物面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。また、接続口から建物内に水又は電力を供給する経路については、常設重大事故等対処設備として設計する。

- ・発電用原子炉施設のうち重大事故等対処設備は、人の不法な侵入等の防止対策を講じた設計とする。具体的には、添付書類VI-1-1-7-別添 3「発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止について」に基づき設計上の考慮を行う。

(3) 溢水

溢水に対して、重大事故等対処設備は以下の設計とする。

- ・常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。
- ・可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。
- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置する。
- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、建物の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建物面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。また、接続口から建物内に水又は電力を供給する経路については、常設重大事故等対処設備として設計する。

重大事故等対処設備の溢水防護設計については、添付書類VI-1-1-9「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」のうち添付書類VI-1-1-9-1「溢水等による損傷防止の基本方針」に基づき実施する。

(4) 火災

火災に対して、重大事故等対処設備は以下の設計とする。

- ・常設重大事故防止設備は、技術基準規則第 52 条「火災による損傷の防止」に基づく設計とする。
- ・常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。
- ・可搬型重大事故等対処設備は、火災防護対策を火災防護計画に策定する。
- ・可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。
- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、技術基準規則第 52 条「火災による損傷の防止」に基づく設計とする。
- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、建物の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建物面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。また、接

続口から建物内に水又は電力を供給する経路については、常設重大事故等対処設備として設計する。

これらの設計のうち、位置的分散が図られた常設重大事故等対処設備の火災防護設計については、添付書類VI-1-1-8「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の「2. 火災防護の基本方針」に基づき実施する。位置的分散が図られた可搬型重大事故等対処設備の火災防護計画については、添付書類VI-1-1-8「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の「8. 火災防護計画」に基づき策定する。

(5) サポート系の故障

重大事故等対処設備の共通要因のうち、サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮する。

重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等と可能な限り系統としての多重性又は多様性及び独立性を図る設計とするが、サポート系の故障に対しても、可能な限り、多重性又は多様性及び独立性を有するよう、以下の設計とする。

- ・常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と異なる駆動源、冷却源を用いる設計、又は駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。
- ・常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。
- ・可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と異なる駆動源、冷却源を用いる設計とするか、駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。
- ・可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。

2.2 悪影響防止等

設計基準対象施設は、他の設備から悪影響を受け、安全性を損なわないよう、配置上の考慮又は多重性を考慮する設計とする。

重大事故等対処設備は発電用原子炉施設（他号機を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

他の設備への悪影響としては、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）及びタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響並びに号機間の共用を考慮し、以下に各考慮事項に対する設計上の考慮を説明する。

なお、設備兼用時の容量に関する影響については、複数の機能を兼用する設備について複数の機能を兼用する場合を踏まえて設定した容量を添付書類VI-1-1-5「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書」に示す。また、設計基準対象施設に考慮すべき地震、火災、溢水、風（台風）、竜巻による他設備からの悪影響については、これらの波及的影響により安全施設の機能を損なわないことを「2.3 環境条件等」に示す。

(1) 他の設備への系統的な影響（電気的な影響を含む。）

- ・系統的な影響に対して重大事故等対処設備は、弁等の操作によって設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすること、重大事故等発生前（通常時）の隔離若しくは分離された状態から弁等の操作や接続により重大事故等対処設備としての系統構成とすること、他の設備から独立して単独で使用可能なこと、又は設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
- ・放水砲による建物への放水により、放水砲の使用を想定する重大事故等において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(2) 内部発生飛散物による影響

- ・設計基準対象施設に属する設備は、蒸気タービン、発電機及び内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁の破損及び配管の破断、高速回転機器の破損に伴う飛散物により安全性を損なわない設計とする。
- ・重大事故等対処設備は、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁の破損及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発並びに重量機器の落下を考慮し、タービンミサイル等の発生源となることを防ぐことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

悪影響防止を含めた設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の内部発生飛散物による影響の考慮については、添付書類VI-1-1-10「発電用原子炉施設の蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書」に示す。

(3) 共用

安全施設及び常設重大事故等対処設備の共用については、以下の設計とする。

- ・重要安全施設は、発電用原子炉施設間で原則共用又は相互に接続しない設計とするが、安全性が向上する場合は、共用又は相互に接続できる設計とする。
- ・重要安全施設以外の安全施設は、発電用原子炉施設間で共用又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。
- ・常設重大事故等対処設備の各機器については、2以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件（重大事故等に対処するために必要な機能）を満たしつつ、2以上の発電用原子炉施設と共用することにより安全性が向上し、かつ、同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とする。

安全施設及び常設重大事故等対処設備のうち、共用する機器については、「3. 系統施設ごとの設計上の考慮」に示す。

2.3 環境条件等

安全施設及び重大事故等対処設備は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。

安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。

安全施設の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、海水を通水する系統への影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮する。

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。重大事故等時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度及び使用温度）、放射線及び荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮する。

荷重としては、重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象（地震、風（台風）、積雪）による荷重を考慮する。

安全施設及び重大事故等対処設備について、これらの環境条件の考慮事項ごとに、環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、荷重、海水を通水する系統への影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響並びに設置場所における放射線の影響に分け、以下(1)から(6)に各考慮事項に対する設計上の考慮を説明する。

(1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重

- ・安全施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における環境条件を考慮した設計とする。
- ・原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。操作は、中央制御室から可能な設計とする。
- ・原子炉建物原子炉棟内の重大事故等対処設備は、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防

止、転倒防止及び固縛の措置をとる。操作は、中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。このうち、インターフェイスシステム LOCA 時、燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故又は主蒸気管破断事故起因の重大事故等時に使用する設備については、これらの環境条件を考慮した設計とするか、これらの環境影響を受けない区画等に設置する。

- 原子炉建物付属棟内及びその他の建物内の重大事故等対処設備は、想定される重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。操作は、中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。
- 屋外及び建物屋上の重大事故等対処設備は、想定される重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。操作は、中央制御室、離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。また、地震、風（台風）、積雪による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。さらに、積雪の影響を考慮して、必要により除雪等の措置を講じる。
- 屋外の重大事故等対処設備は、重大事故等時において、万が一、使用中に機能を喪失した場合であっても、可搬型重大事故等対処設備によるバックアップが可能となるように位置的分散を考慮して可搬型重大事故等対処設備を複数保管する設計とする。
- 原子炉格納容器内の安全施設及び重大事故等対処設備は、設計基準事故等及び重大事故等時に想定される圧力、温度等に対し、格納容器スプレイ水による影響を考慮しても、その機能を発揮できる設計とする。
- 安全施設及び重大事故等対処設備において、主たる流路の機能を維持できるよう、主たる流路に影響を与える範囲について、主たる流路と同一又は同等の規格で設計する。

a. 環境圧力

原子炉格納容器外の安全施設及び重大事故等対処設備については、事故時に想定される環境圧力が、原子炉建物原子炉棟内は事故時に作動するブローアウトパネル開放設定値を考慮して大気圧相当、原子炉建物付属棟内及びその他の建物内並びに屋外は大気圧であり、大気圧にて機能を損なわない設計とする。

原子炉格納容器内の安全施設及び重大事故等対処設備については、使用時に想定される環境圧力が加わっても、機能を損なわない設計とする。

原子炉格納容器内の安全施設に対しては、発電用原子炉設置変更許可申請書「十 発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項」（以下「許可申請書十号」という。）ロ.において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の圧力が最も高くなる「原子炉

冷却材喪失」を包絡する圧力として、0.427MPa[gage]を設定する。

原子炉格納容器内の重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の圧力が最も高くなる「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を包絡する圧力として、原則として0.853MPa[gage]を設定する。

ただし、重大事故等発生初期に機能が求められるものは、機能が求められるときの環境圧力を考慮して、環境圧力を設定する。

設定した環境圧力に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあっては、機器が使用される環境圧力下において、部材に発生する応力に耐えられることとする。耐圧部以外の部分にあっては、絶縁や回転等の機能が阻害される圧力に到達しないことを確認する。

原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行う安全弁等については、環境圧力において吹出量が確保できる設計とする。原子炉冷却材圧力バウンダリに属する逃がし安全弁は、サブレッションチェンバからの背圧の影響を受けないようベローズと補助背圧平衡ピストンを備えたバネ式の平衡形安全弁とし、吹出量に係る設計については、添付書類VI-4-1「安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書」に示す。

確認の方法としては、環境圧力と機器の最高使用圧力との比較の他、環境圧力を再現した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等によるものとする。

b. 環境温度及び湿度による影響

安全施設及び重大事故等対処設備は、それぞれ事故時に想定される環境温度及び湿度にて機能を損なわない設計とする。環境温度及び湿度については、設備の設置場所の適切な区分（原子炉格納容器内、原子炉建物原子炉棟内、原子炉建物附属棟内、その他の建物及び屋外）ごとに想定事故時に到達する最高値とし、区分ごとの環境温度及び湿度以上の最高使用温度等を機器仕様として設定する。

原子炉格納容器内の安全施設に対しては、「許可申請書十号」ロ.において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の温度が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」を包絡する温度及び湿度として温度は171℃、湿度は100%（蒸気）を設定する。

原子炉格納容器内の重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の温度が最も高くなる「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を包絡する温度及び湿度として、原則として、温度は200℃、湿度は100%（蒸気）を設定する。

原子炉建物原子炉棟内の安全施設に対しては、原子炉建物原子炉棟内の温度が最も高くなる「主蒸気管破断」を考慮し、事故等時の設備の使用状態に応じて、原則として、温度は66℃（事象初期：100℃）、湿度は90%（事象初期：100%（蒸気））を設定する。

原子炉建物原子炉棟内の重大事故等対処設備に対しては、原則として、温度は66℃、湿度は100%を設定する。その他、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等

の中で、エリアの温度が上昇する事象を選定する。

「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」時に使用する重大事故等対処設備に対しては、原則、温度は 66℃（事象初期：100℃）、湿度は 100%を設定する。

「燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」時に使用する重大事故等対処設備に対しては、燃料プール水の沸騰の可能性を考慮して、原則として、温度は 100℃、湿度は 100%を設定する。

「主蒸気管破断事故起因の重大事故等」時に使用する原子炉建物原子炉棟内の重大事故等対処設備に対しては、主蒸気管から原子炉建物原子炉棟内への蒸気の流出を考慮し、原則として、温度は 66℃（事象初期：100℃）、湿度 100%を設定する。

原子炉建物附属棟内及びその他の建物内の安全施設及び重大事故等対処設備に対しては、原則として、温度は 40℃、湿度は 85%を設定する。

屋外の安全施設及び重大事故等対処設備に対しては、夏季を考慮し、温度は 40℃、湿度は 100%を設定する。

環境温度及び湿度以上の最高使用温度等を設定できない機器については、その設備の機能が求められる事故に応じて、サポート系による設備の冷却や、熱源からの距離等を考慮して環境温度及び湿度を設定する。

なお、環境温度を考慮し、耐環境性向上を図る設計を行っている機器については、「3. 系統施設ごとの設計上の考慮」に示す。

設定した環境温度に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあっては、機器が使用される環境温度下において、部材に発生する応力に耐えられることとする。耐圧部以外の部分にあっては、絶縁や回転等の機能が阻害される温度に到達しないこととする。

環境温度に対する確認の方法としては、環境温度と機器の最高使用温度との比較、規格等に基づく温度評価の他、環境温度を再現した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等によるものとする。

また、設定した湿度に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあっては、当該構造部が気密性・水密性を有し、一定の肉厚を有する金属製の構造とすることで、湿度の環境下であっても耐圧機能が維持される設計とする。耐圧部以外の部分にあっては、機器の外装を気密性の高い構造とし、機器内部を周囲の空気から分離することや、機器の内部にヒーターを設置し、内部で空気を加温して相対湿度を低下させること等により、絶縁や導通等の機能が阻害される湿度に到達しないこととする。

湿度に対する確認の方法としては、環境湿度と機器仕様の比較の他、環境湿度を再現した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等によるものとする。

c. 放射線による影響

安全施設及び重大事故等対処設備は、それぞれ事故時に想定される放射線にて機能を損なわない設計とする。放射線については、設備の設置場所の適切な区分（原子炉格納容器内、原子炉建物原子炉棟内、原子炉建物附属棟内、その他の建物内及び屋外）ごとに想定事故時に到達する最大線量とし、区分ごとの放射線量に対して、遮蔽等の効果を考慮して、機能を損なわない材料、構造、原理等を用いる設計とする。

安全施設に対しては、「許可申請書十号」ロ.において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」を選定し、その最大放射線量を包絡する線量として、原子炉格納容器内は263kGy/6ヶ月を設定する。原子炉建物原子炉棟内の安全施設に対しては、原則として、1.75kGy/6ヶ月を設定する。

原子炉建物附属棟内及びその他の建物内の安全施設に対しては、屋外と同程度の放射線量として1mGy/h以下を設定する。

ただし、放射線源の影響を受ける可能性があるエリアについては、遮蔽等の効果や放射線源からの距離等を考慮して放射線量を設定する。

屋外の安全施設に対しては、1mGy/h以下を設定する。

原子炉格納容器内の重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として、「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+原子炉注水失敗+DCH発生」での最大放射線量を包絡する線量として、原則として、740kGy/7日間を設定する。

原子炉建物原子炉棟内の重大事故等対処設備に対しては、原則として、470Gy/7日間を設定する。

「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」時に使用する重大事故等対処設備に対しては、最大放射線量は470Gy/7日間に包絡される。

「燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」時に使用する重大事故等対処設備に対しては、燃料プール水位が低下することで生じる使用済制御棒等からの直接線とその散乱線が想定されるが、当該影響は小さいため、最大放射線量は470Gy/7日間に包絡される。

原子炉建物附属棟内及びその他の建物内の重大事故等対処設備に対しては、原則として、6Gy/7日間を設定する。

屋外の重大事故等対処設備に対しては、原子炉格納容器からの直接線及びスカイシャイン線、原子炉格納容器から漏えいした放射性物質によるクラウドシャイン線及びグラウンドシャイン線を考慮し、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」での最大放射線量を包絡する線量として、6Gy/7日間を設定する。

ただし、放射線源の影響を受ける可能性があるエリアについては、遮蔽等の効果や放射

線源からの距離等を考慮して放射線量を設定する。

表 2-1-1～表 2-1-6 にこれらの放射線量評価に用いた評価条件等を示す。

放射線による影響に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあつては、耐放射線性が低いと考えられるパッキン・ガスケットも含めた耐圧部を構成する部品の性能が有意に低下する放射線量に到達しないこと、耐圧部以外の部分にあつては、電気絶縁や電気信号の伝送・表示等の機能が阻害される放射線量に到達しないこととする。

確認の方法としては、環境放射線を再現した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等により得られた機器等の機能が維持される積算線量を機器の放射線に対する耐性値とし、環境放射線条件と比較することとする。耐性値に有意な照射速度依存性がある場合には、実証試験の際の照射速度に応じて、機器の耐性値を補正することとする。

環境放射線条件との比較のため、機器の耐性値を機器が照射下にあると評価される期間で除算して線量率に換算することとする。なお、発電用原子炉施設の通常運転中に有意な放射線環境に置かれる機器にあつては、通常運転時などの事故等以前の状態において受ける放射線量分を事故等時の線量率に割増すること等により、事故等以前の放射線の影響を評価することとする。

放射線の影響の考慮として、原子炉圧力容器は中性子照射の影響を受けるため、設計基準事故時等及び重大事故等時に想定される環境において脆性破壊を防止することにより、その機能を発揮できる設計とする。原子炉圧力容器は最低使用温度を 10℃に設定し、関連温度（初期）を-29℃以下に管理することで脆性破壊が生じない設計とする。原子炉圧力容器の破壊靱性に対する評価については、添付書類VI-1-2-2「原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する説明書」に示す。

放射線に対して中央制御室遮蔽及び緊急時対策所遮蔽は、想定事故時においても、遮蔽装置としての機能を損なわない設計とする。中央制御室遮蔽及び緊急時対策所遮蔽の遮蔽設計及び評価については、添付書類VI-4-2「生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」に示す。

d. 屋外の天候による影響（凍結及び降水）

屋外の安全施設及び重大事故等対処設備については、屋外の天候による影響（凍結及び降水）により機能を損なわないよう防水対策及び凍結防止対策を行う設計とする。

e. 荷重

安全施設については、自然現象のうち地震、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響による荷重、常設重大事故等対処設備については、自然現象のうち地震、風（台風）及び積雪による荷重の評価を行い、それぞれの荷重及びこれらの荷重の組合せにも機能を有効に発揮できる設計とする。

可搬型重大事故等対処設備については、自然現象（地震、風（台風）及び積雪）によって機能を損なわない設計とする。

可搬型重大事故等対処設備は、地震荷重及び地震を含む荷重の組合せが作用する場合においては、その機能を有効に発揮するために、地震による荷重を考慮して機能を損なわない設計にするとともに、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。

屋外の重大事故等対処設備は、地震以外の荷重及び地震以外の荷重の組合せが作用する場合においては、風（台風）及び積雪の影響による荷重を考慮し、機能を損なわない設計にするとともに、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。また、積雪の影響を考慮して、必要により除雪等の措置を講じる。

組み合わせる荷重の考え方については、添付書類VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類VI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に示す。

安全施設及び常設重大事故等対処設備の地震荷重及び地震を含む荷重の組合せに対する設計については、添付書類VI-2「耐震性に関する説明書」のうち添付書類VI-2-1「耐震設計の基本方針」に基づき実施する。また、地震以外の荷重及び地震以外の荷重の組合せに対する設計については、添付書類VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類VI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

地震荷重及び地震を含む荷重の組合せに対する設計を含めた自然現象、外部人為事象、溢水及び火災に対する可搬型重大事故等対処設備の機能保持に係る設計については、添付書類VI-1-1-7-別添2「可搬型重大事故等対処設備の設計方針」に基づき実施する。また、屋外の重大事故等対処設備の地震以外の荷重及び地震以外の荷重の組合せに対する設計については、添付書類VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類VI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

(2) 海水を通水する系統への影響

- ・ 常時海水を通水する、海に設置する又は海で使用する安全施設及び重大事故等対処設備は、耐腐食性材料を使用する。常時海水を通水する機器については、耐腐食性向上として炭素鋼内面にライニング又は塗装を行う設計とする。ただし、安全施設及び重大事故等対処設備のうち、常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。また使用時に海水を通水する重大事故等対処設備は、海水の影響を考慮した設計とする。
- ・ 原則、淡水を通水するが、海水も通水する可能性のある重大事故等対処設備は、可能な限り淡水を優先し海水通水を短期間とすることで、海水の影響を考慮した設計とする。また、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

(3) 電磁的障害

- ・安全施設と重大事故等対処設備のうち電磁波によりその機能が損なわれるおそれのある設備については、電磁波による影響を確認する、又はラインフィルタや絶縁回路を設置することによりサージ・ノイズの侵入を防止する、鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用等、電磁波の侵入を防止する措置を講じた設計とする。

(4) 周辺機器等からの悪影響

- ・安全施設は、地震、火災、溢水及びその他の自然現象並びに人為事象による他の設備からの悪影響により、発電用原子炉施設としての安全機能が損なわれないよう措置を講じた設計とする。
- ・重大事故等対処設備は、事故対応のために設置・配備している自主対策設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を損なわない設計とする。
- ・重大事故等対処設備が受ける周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災及び溢水による波及的影響を考慮する。
- ・地震の波及的影響によりその機能を喪失しないように、常設重大事故等対処設備は、技術基準規則第 50 条「地震による損傷の防止」に基づく設計とする。可搬型重大事故等対処設備は、地震の波及的影響により、重大事故等に対処するための必要な機能を損なわないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、その機能に応じて、全てを一つの保管場所に保管することなく、複数の保管場所に分散保管する。位置的分散については「2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」に示す。また、屋内の可搬型重大事故等対処設備は、油内包機器による地震随伴火災の有無や、水又は蒸気内包機器による地震随伴溢水の影響を考慮して保管するとともに、屋外の可搬型重大事故等対処設備は、地震により生じる敷地下斜面のすべり、液状化又は揺すり込みによる不等沈下、傾斜及び浮き上がり、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する。
- ・火災の波及的影響によりその機能を喪失しないように、常設重大事故等対処設備は、技術基準規則第 52 条「火災による損傷の防止」に基づく設計とする。可搬型重大事故等対処設備は、火災防護対策を火災防護計画に策定する。
- ・溢水の波及的影響によりその機能を喪失しないように、重大事故等対処設備は、想定される溢水により機能を損なわないように、重大事故等対処設備の設置区画の止水対策等を実施する。

波及的影響を含めた地震以外の自然現象及び人為事象に対する安全施設の設計については、添付書類VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類VI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

波及的影響を含めた安全施設及び常設重大事故等対処設備の耐震設計については、添付書

類VI-2「耐震性に関する説明書」のうち添付書類VI-2-1「耐震設計の基本方針」に基づき実施する。

波及的影響を含めた可搬型重大事故等対処設備の保管場所における考慮については、添付書類VI-1-1-7-別添1「可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート」に示す。

波及的影響を含めた発電用原子炉施設で火災が発生する場合を考慮した安全施設及び常設重大事故等対処設備の火災防護設計については、添付書類VI-1-1-8「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の「2. 火災防護の基本方針」に基づき実施する。

波及的影響を含めた可搬型重大事故等対処設備の火災防護計画については、添付書類VI-1-1-8「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の「8. 火災防護計画」に基づき策定する。

波及的影響を含めた発電用原子炉施設内で発生が想定される溢水の影響評価を踏まえた安全施設及び重大事故等対処設備の溢水防護設計については、添付書類VI-1-1-9「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」のうち添付書類VI-1-1-9-1「溢水等による損傷防止の基本方針」に基づき実施する。

(5) 設置場所における放射線の影響

- ・安全施設及び重大事故等対処設備の設置場所は、事故等時においても操作及び復旧作業に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で、設置場所から操作可能、放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作可能、又は中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。
- ・可搬型重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置及び常設設備との接続に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定することにより、当該設備の設置、及び常設重大事故等対処設備との接続が可能な設計とする。

設備の操作場所は、「(1)c. 放射線による影響」にて設定した事故時の線源、線源からの距離、遮蔽効果、操作場所での操作時間（移動時間を含む。）を考慮し、選定する。

遮蔽のうち一時的に設置する遮蔽を除く生体遮蔽装置の遮蔽設計及び評価については、添付書類VI-4-2「生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」に示す。

中央制御室における放射線の影響として、居住性を確保する設計については、添付書類VI-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」に示す。緊急時対策所における放射線の影響として、居住性を確保する設計については、添付書類VI-1-9-4-2「緊急時対策所の居住性に関する説明書」に示す。

(6) 冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響

- ・安全施設は、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」（J S M E S O 1 2 - 1998）による規定に基づく評価を行い、配管内円柱状構造物が流体振動により破損物として冷却材に流入しない設計とする。
- ・安全施設は、水質管理基準を定めて水質を管理することにより異物の発生を防止する設計とする。
- ・安全施設及び重大事故等対処設備は、系統外部から異物が流入する可能性のある系統に対しては、ストレーナ等を設置することにより、その機能を有効に発揮できる設計とする。
- ・安全施設及び重大事故等対処設備は、原子炉圧力容器内又は原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響により想定される最も小さい有効吸込水頭において、その機能を有効に発揮できる設計とする。

配管内円柱状構造物の流力振動評価については添付書類VI-1-4-2「流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書」に示す。

想定される最も小さい有効吸込水頭において、ポンプが正常に機能することについては、添付書類VI-1-4-3「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」及び添付書類VI-1-8-4「圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」に示す。

2.4 操作性及び試験・検査性

安全施設は、誤操作を防止するとともに容易に操作ができる設計とし、重大事故等対処設備は、確実に操作できる設計とする。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とし、構造・強度を確認又は内部構成部品の確認が必要な設備は、原則として分解・開放又は非破壊検査が可能な設計とする。

なお、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検をすることにより、機器の健全性が確認可能な設備については外観の確認が可能な設計とする。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、使用前事業者検査及び定期事業者検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検が実施できる設計とする。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、原則として、系統試験及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。系統試験については、テストライン等の設備を設置又は必要に応じて準備することで試験可能な設計とする。

また、悪影響防止の観点から他と区分する必要があるもの又は単体で機能・性能を確認するものは、他の系統と独立して機能・性能確認（特性確認を含む。）が可能な設計とする。

以下に操作性及び試験・検査性に対する設計上の考慮を説明する。

(1) 操作性

安全施設及び重大事故等対処設備は、操作性を考慮して以下の設計とする。

- ・安全施設は、プラントの安全上重要な機能に支障をきたすおそれがある機器・弁等に対して、色分けや銘板取付け等の識別管理や人間工学的な操作性も考慮した監視操作エリア・設備の配置、中央監視操作の盤面配置、理解しやすい表示方法とするとともに施錠管理を行い、運転員の誤操作を防止する設計とする。また、保守点検において誤りが生じにくいよう留意した設計とする。中央制御室の制御盤は、盤面器具（指示計、記録計、操作器、表示装置、警報表示）を系統ごとにグループ化して中央監視操作盤に集約し、操作器の統一化（色、形状、大きさ等の視覚的要素での識別）、並びに、操作器の操作方法に統一性を持たせ、中央監視操作盤により運転員同士の情報共有及びプラント設備全体の情報把握を行うことで、通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において運転員の誤操作を防止するとともに、容易に操作ができる設計とする。
- ・当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失並びに燃焼ガスやばい煙、有毒ガス、降下火砕物及び凍結による操作雰囲気悪化）を想定しても、放射線防護措置（遮蔽及び換気空調設備の系統隔離運転の実施）、火災防護措置（感知・消火設備の設置）、照明用電源の

確保措置等の適切な措置を講じることにより運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を容易に操作することができる設計とするとともに、現場操作についても同様な環境条件を想定しても、設備を容易に操作することができる設計とする。

- ・重大事故等対処設備は、手順書の整備、教育・訓練により、想定される重大事故等が発生した場合においても、操作環境、操作準備及び操作内容を考慮して確実に操作でき、「許可申請書十号」ハ. で考慮した要員数と想定時間内で、アクセスルートの確保を含め重大事故等に対処できる設計とする。これらの運用に係る体制、管理等については、保安規定に定めて管理する。以下 a. から g. に安全施設及び重大事故等対処設備の操作性に係る考慮事項を説明する。

なお、中央制御室で操作を行う安全施設の操作性については、添付書類VI-1-5-4「中央制御室の機能に関する説明書」に示す。

a. 操作環境

- ・重大事故等対処設備は、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて操作足場を設置する。
- ・防護具、可搬型照明等は重大事故等時に迅速に使用できる場所に配備する。操作環境における被ばく影響については、「2.3 環境条件等」に示す。

b. 操作準備

- ・重大事故等対処設備は、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とする。
- ・工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とする。
- ・可搬型重大事故等対処設備は、運搬、設置が確実に行えるように、人力又は車両等による運搬、移動ができるとともに、必要により設置場所にてアウトリガの張り出し又は輪留めによる固定等が可能な設計とする。

c. 操作内容

- ・現場の操作スイッチは、運転員等の操作性を考慮した設計とする。
- ・重大事故等発生時に電源操作が必要な設備は、感電防止のため露出した充電部への近接防止を考慮した設計とする。
- ・重大事故等発生時に現場において人力で操作を行う弁は、手動操作又は専用工具による操作が可能な設計とする。
- ・重大事故等発生時の現場での接続作業は、ボルト・ネジ接続、フランジ接続又はより簡便な接続方式等、使用する設備に応じて接続方式を統一することにより、確実に接続が可能な設計とする。
- ・重大事故等に対処するために迅速な操作を必要とする機器は、必要な時間内に操作で

きるように中央制御室での操作が可能な設計とする。制御盤の操作器は運転員の操作性を考慮した設計とする。

d. 状態確認

- ・想定される重大事故等において操作する重大事故等対処設備のうち動的機器については、その作動状態の確認が可能な設計とする。

e. 系統の切替性

- ・重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備は、通常時に使用する系統から速やかに切替操作が可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。
- ・重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備はない。

f. 可搬型重大事故等対処設備の接続性

- ・可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルはボルト・ネジ接続又はより簡便な接続方式等を用い、配管は配管径や内部流体の圧力によって、大口径配管又は高圧環境においてはフランジを用い、小口径配管かつ低圧環境においてはより簡便な接続方式等を用いる設計とする。窒素ポンペ、空気ポンペ及びタンクローリ等については、各々専用の接続方式を用いる設計とする。
- ・同一ポンペを接続する配管は口径を統一する等、複数の系統での接続方式の統一も考慮する。

g. アクセスルート

アクセスルートは、想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の設計とする。

- ・屋外及び屋内において、アクセスルートは、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。
- ・屋外及び屋内アクセスルートは、自然現象に対して、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象を考慮し、外部人為事象に対して飛来物（航空機落下）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮する。

- ・アクセスルート及び火災防護に関する運用については、保安規定に定める。
- ・屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり）、その他自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確認するため、障害物を除去可能なホイールローダを2台（予備1台）保管、使用する。また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対しては、道路上への自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確認する設計とする。
- ・アクセスルートは、基準津波の影響を受けない防波壁の内側にアクセスルートを確認する設計とする。
- ・自然現象のうち凍結及び地滑り・土石流、外部人為事象のうち飛来物（航空機落下）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対しては、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する設計とする。落雷及び電磁的障害に対しては道路面が直接影響を受けることはないため、さらに生物学的事象に対しては、容易に排除可能なため、アクセスルートへの影響はない。
- ・屋外アクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる崩壊箇所の仮復旧を行うことで、通行性を確保できる設計とする。また、不等沈下等に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策等を行う、迂回する、又は碎石による段差解消対策により対処する設計とする。
- ・屋外アクセスルートは、自然現象のうち凍結及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備し、車両については走行可能なタイヤ等を装着することにより通行性を確保できる設計とする。
- ・屋外アクセスルートは、掘削等の作業により複数のアクセスルートを確認できない場合には、仮設耐震構台を設置しアクセスルートを確認する。
- ・屋内アクセスルートは、津波、その他の自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響並びに生物学的事象）及び外部人為事象（飛来物（航空機落下）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス及び船舶の衝突）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に確保する設計とする。
- ・屋内アクセスルートの設定に当たっては、油内包機器及び水素内包機器による地震随伴火災の影響や、水又は蒸気内包機器による地震随伴溢水の影響を考慮するとともに、迂回路を含む複数のルート選定が可能な配置設計とする。

アクセスルートの確保について、周辺斜面の崩壊等に対する考慮を添付書類VI-1-1-7-別添1「可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート」に示す。

(2) 試験・検査性

設計基準対象施設は、その健全性及び能力を確認するために、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）が可能な構造であり、かつ、そのために必要な配置、空間及びアクセス性を備えた設計とする。

また、設計基準対象施設は、使用前事業者検査、定期事業者検査並びに技術基準規則に定められた試験及び検査ができるように以下について考慮した設計とする。

- ・発電用原子炉の運転中に待機状態にある設計基準対象施設は、試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験及び検査ができる設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあつては、その健全性並びに多様性又は多重性を確認するため、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。
- ・設計基準対象施設のうち構造、強度を確認又は内部構成部品の確認が必要な設備は、原則として分解・開放又は非破壊検査が可能な設計とし、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検をすることにより、機器の健全性が確認可能な設備については外観の確認が可能な設計とする。

重大事故等対処設備は、設計基準対象施設と同様な設計に加えて、以下について考慮した設計とする。

- ・代替電源設備は、電気系統の重要な部分として、適切な定期試験及び検査が可能な設計とする。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、具体的に以下の a. から 1. に示す試験・検査が実施可能な設計とし、その設計に該当しない設備は個別の設計とする。

a. ポンプ、ファン、圧縮機

- ・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。
- ・分解が可能な設計とする。ただし、可搬型設備は、分解又は取替が可能な設計とする。
- ・ポンプ車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

b. 弁（手動弁、電動弁、空気作動弁、安全弁）

- ・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。
- ・分解点検が可能な設計とする。
- ・人力による手動開閉機構を有する弁は、規定トルクによる開閉確認が可能な設計とする。

c. 容器（タンク類）

- ・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。
- ・内部確認が可能なよう、マンホール等を設ける、又は外観の確認が可能な設計とする。

- ・原子炉格納容器は、全体漏えい率試験が可能な設計とする。
 - ・ボンベは規定圧力の確認及び外観の確認が可能な設計とする。
 - ・ほう酸水貯蔵タンクは、ほう酸濃度及びタンク水位が確認できる設計とする。
 - ・第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、銀ゼオライトの性能試験が可能な設計とする。
 - ・ガスタービン発電機用軽油タンク等は油量を確認できる設計とする。
 - ・タンクローリは、車両としての運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。
- d. 熱交換器
- ・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。
 - ・分解点検が可能な設計とする。
- e. 空調ユニット
- ・機能・性能の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。
 - ・フィルタを設置するものは、差圧確認が可能な設計とする。また、内部確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。
 - ・可搬型設備は分解又は取替が可能な設計とする。
- f. 流路
- ・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。
 - ・熱交換器を流路とするものは、熱交換器の設計方針に従う。
 - ・フィルタを設置するものは、差圧確認が可能な設計とする。また、内部確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。
- g. 内燃機関
- ・機能・性能の確認が可能なように、発電機側の負荷を用いる試験系統等により、機能・性能確認ができる系統設計とする。
 - ・分解が可能な設計とする。ただし、可搬型設備は、分解又は取替が可能な設計とする。
- h. 発電機
- ・機能・性能の確認が可能なように、各種負荷（ポンプ負荷、系統負荷、模擬負荷）により機能・性能確認ができる系統設計とする。
 - ・分解が可能な設計とする。ただし、可搬型設備は、分解又は取替が可能な設計とする。
 - ・電源車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。
- i. その他電源設備
- ・各種負荷（系統負荷、模擬負荷）、絶縁抵抗測定、弁の開閉又は試験装置により、機能・性能の確認ができる系統設計とする。
 - ・鉛蓄電池は電圧及び比重測定が可能な系統設計とする。

- j. 計測制御設備
 - ・模擬入力による機能・性能の確認（特性確認又は設定値確認）及び校正が可能な設計とする。
 - ・ロジック回路を有する設備は、模擬入力による機能確認として、ロジック回路動作試験が可能な設計とする。
- k. 遮蔽
 - ・主要部分の断面寸法の確認が可能な設計とする。
 - ・外観の確認が可能な設計とする。
- l. 通信連絡設備
 - ・機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

表 2-1-1 放射線の環境条件設定方法（重大事故等時）（1/2）

対象区画	環境条件設定方法			環境条件
	想定する事象	線源等	線量評価	
原子炉格納容器内	有効性評価のうち、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+原子炉注水失敗+DCH発生」を想定する。	「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等のうち「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+原子炉注水失敗+DCH発生」時に原子炉格納容器内に放出される放射性物質の存在量の線源（表2-1-3）を設定する。なお、線源の設定に当たり、線量への寄与が大きい希ガス、よう素及びセシウム等の高揮発性核種の放出については解析コード「MAAP」の解析結果を用いるものとする。	原子炉格納容器自由体積を保存し、区画内に線源が均一に分布するとして線量を評価した結果、740kGy/7日間を設定する。	740kGy/7日間
原子炉建物 原子炉棟内	有効性評価のうち、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+原子炉注水失敗+DCH発生」を想定する。	「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等のうち「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+原子炉注水失敗+DCH発生」時に原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内に漏えいする放射性物質の存在量の線源（表2-1-4）を設定する。なお、線源の設定に当たり、原子炉格納容器の漏えい率1.3%/日に相当する漏えい孔を解析コード「MAAP」の解析モデルで設定し、原子炉格納容器の圧力上昇に応じた気相中の放射性物質が原子炉建物原子炉棟内へ移行することを想定する。	原子炉建物原子炉棟自由体積を保存し、区画内に均一に分布するとして線量を評価した結果を包絡する値として470Gy/7日間を設定する。 また、「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」時は、0.21Gy/7日間であり、470Gy/7日間に包絡される。	470Gy/7日間

表 2-1-1 放射線の環境条件設定方法（重大事故等時）（2/2）

対象区画	環境条件設定方法			環境条件
	想定する事象	線源等	線量評価	
原子炉建物 付属棟内	有効性評価のうち、原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質が多くなり、格納容器ベントを実施し原子炉建物の原子炉棟外及びその他の建物内の線量が厳しくなる事象として「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において、残留熱代替除去系を使用しない場合を想定する。	原子炉建物付属棟等の遮蔽効果を考慮しないことから、屋外と同じ線源を設定する。	屋外と同じ放射線量として6Gy/7日間を設定する。	6Gy/7日間
屋外	有効性評価のうち、原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質が多くなり、格納容器ベントを実施し屋外線量が厳しくなる事象として「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において、残留熱代替除去系を使用しない場合を想定する。	屋外における放射線の環境条件設定のための線源は、添付書類VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に記載されるベント実施に伴う作業等の作業員の被ばく評価における線源と同じく、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等のうち「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」時における原子炉建物原子炉棟内の放射性物質及び大気中へ放出された放射性物質を線源として設定する。	屋外における線量は、添付書類VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に記載されるベント実施に伴う作業等の作業員の被ばく評価に使用するモデル等を使用して設定する。 評価点は、屋外の原子炉補機冷却系熱交換器室入口の位置を代表点として評価する。評価の結果、環境条件は6Gy/7日間を設定する。	6Gy/7日間

表 2-1-2 放射線の環境条件設定方法（設計基準事故時）

対象区画	環境条件設定方法			環境条件
	想定する事象	線源等	線量評価	
原子炉格納容器内	原子炉格納容器内で発生する事象のうち、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として「原子炉冷却材喪失」を想定する。	「許可申請書十号」ロ. において評価した設計基準事故のうち「原子炉冷却材喪失」時に原子炉格納容器内に放出される放射性物質を線源（表2-1-5）として設定する。	原子炉格納容器自由体積を保存し、区画内に線源が均一に分布するとして線量を評価した結果、263kGy/6ヶ月を設定する。	263kGy/6ヶ月
原子炉建物 原子炉棟内	原子炉格納容器内で発生する事象のうち、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として「原子炉冷却材喪失」を想定する。	「許可申請書十号」ロ. において評価した設計基準事故のうち「原子炉冷却材喪失」時に原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内に漏えいする放射性物質を線源（表2-1-6）として設定する。	原子炉建物原子炉棟内自由体積を保存し、区画内に線源が均一に分布するとして線量を評価した結果1.75kGy/6ヶ月を設定する。	1.75kGy/6ヶ月
原子炉建物 付属棟内及び その他の建物内	各事故時の放射線の影響を直接受けない範囲であり、想定する事象はない。	保守的に屋外と同じ線源を設定する。	屋外と同じ放射線量として、1mGy/h以下を設定する。	1mGy/h以下
屋外	原子炉格納容器内で発生する事象のうち、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として「原子炉冷却材喪失」を想定する。	屋外における放射線の環境条件設定のための線源は、添付書類VI-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」に記載される設計基準事故時の中央制御室への入退域時の被ばく評価と同じく、「許可申請書十号」ロ. において評価した設計基準事故のうち「原子炉冷却材喪失」時の、原子炉建物原子炉棟内の放射性物質及び大気中へ放出された放射性物質を線源として設定する。	屋外における線量は、添付書類VI-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」に記載される設計基準事故時の中央制御室への入退域時の被ばく評価に使用するモデル等を使用して設定する。評価点は、屋外の中央制御室相当（入口付近）の位置を代表点として評価する。評価の結果、環境条件は1mGy/h以下を設定する。	1mGy/h以下

表 2-1-3 重大事故等時における原子炉格納容器内の積算放射能量

核種	積算放射能量[Bq・s(0.5MeV換算値)]	
	ドライウエル	サプレッションチェンバ
希ガス	約 4.3×10^{23}	約 1.6×10^{23}
CsI	約 8.0×10^{23}	約 1.4×10^{24}
CsOH	約 7.9×10^{22}	約 1.9×10^{23}
Sb	約 7.1×10^{21}	約 1.7×10^{22}
TeO ₂	約 4.4×10^{22}	約 1.1×10^{23}
SrO	約 2.9×10^{20}	約 7.2×10^{20}
BaO	約 7.8×10^{21}	約 1.9×10^{22}
MoO ₂	約 1.3×10^{23}	約 3.1×10^{23}
CeO ₂	約 1.0×10^{21}	約 2.5×10^{21}
La ₂ O ₃	約 1.2×10^{21}	約 2.9×10^{21}
計	約 1.5×10^{24}	約 2.2×10^{24}

表 2-1-4 重大事故等時における原子炉建物原子炉棟内の積算放射能量

核種	積算放射能量[Bq・s(0.5MeV換算値)]
希ガス	約 7.8×10^{21}
CsI	約 7.2×10^{21}
CsOH	約 2.0×10^{18}
Sb	約 5.8×10^{16}
TeO ₂	約 4.0×10^{17}
SrO	約 6.6×10^{13}
BaO	約 1.5×10^{15}
MoO ₂	約 2.1×10^{16}
CeO ₂	約 3.5×10^{14}
La ₂ O ₃	約 3.2×10^{14}
計	約 1.5×10^{22}

表 2-1-5 設計基準事故時における原子炉格納容器内の積算放射エネルギー

核種	積算放射エネルギー[Bq・s] (γ 線実効エネルギー 0.5MeV換算値)	核種	積算放射エネルギー[Bq・s] (γ 線実効エネルギー 0.5MeV換算値)
Kr-83m	約 2.0×10^{19}	I-131	約 1.0×10^{23}
Kr-85m	約 7.9×10^{21}	I-132	約 3.7×10^{23}
Kr-85	約 3.2×10^{21}	I-133	約 4.3×10^{22}
Kr-87	約 2.2×10^{22}	I-134	約 9.2×10^{21}
Kr-88	約 1.6×10^{23}	I-135	約 3.5×10^{22}
Xe-131m	約 1.8×10^{21}		
Xe-133m	約 3.6×10^{21}		
Xe-133	約 3.1×10^{23}		
Xe-135m	約 1.0×10^{21}		
Xe-135	約 1.3×10^{23}		
Xe-138	約 1.5×10^{22}		

表 2-1-6 設計基準事故時における原子炉建物原子炉棟内の積算放射エネルギー

核種	積算放射エネルギー[Bq・s] (γ 線実効エネルギー 0.5MeV換算値)	核種	積算放射エネルギー[Bq・s] (γ 線実効エネルギー 0.5MeV換算値)
Kr-83m	約 1.0×10^{16}	I-131	約 4.6×10^{20}
Kr-85m	約 8.3×10^{18}	I-132	約 1.5×10^{21}
Kr-85	約 1.6×10^{19}	I-133	約 1.2×10^{20}
Kr-87	約 7.7×10^{18}	I-134	約 2.3×10^{18}
Kr-88	約 1.2×10^{20}	I-135	約 5.0×10^{19}
Xe-131m	約 8.4×10^{18}		
Xe-133m	約 1.4×10^{19}		
Xe-133	約 1.4×10^{21}		
Xe-135m	約 7.8×10^{16}		
Xe-135	約 2.2×10^{20}		
Xe-138	約 1.0×10^{18}		

3. 系統施設ごとの設計上の考慮

申請範囲における設計基準対象施設と重大事故等対処設備について、系統施設ごとの機能と、機能としての健全性を確保するための設備の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散について説明する。あわせて、特に設計上考慮すべき事項について、系統施設ごとに以下に示す。

なお、流路を形成する配管及び弁並びに電路を形成するケーブル及び盤等への考慮については、その系統内の動的機器（ポンプ、発電機等）を含めた系統としての機能を維持する設計とする。

3.1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

(1) 機能

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等において、燃料プール水を冷却する機能
- b. 通常運転時等において、燃料プール水を補給する機能
- c. 通常運転時等における計測制御機能
- d. 重大事故等時において、燃料プールの冷却等を行う機能
 - ・燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水及びスプレイ
 - ・燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水及びスプレイ
 - ・大気への放射性物質の拡散抑制
 - ・燃料プールの監視（放射線管理施設と兼用）
 - ・燃料プール冷却系による燃料プールの除熱（原子炉冷却系統施設と兼用）
- e. 発電所外への放射性物質の拡散を抑制する機能
 - ・大気への放射性物質の拡散抑制（原子炉格納施設と兼用）
 - ・海洋への放射性物質の拡散抑制（原子炉格納施設と兼用）
- f. 重大事故等時における計測制御機能
 - ・燃料プールの監視（放射線管理施設と兼用）
 - ・温度、圧力、水位、注水量の計測・監視（計測制御系統施設と兼用）
- g. 重大事故等に対処するための流路、注水先、注入先、排出元等（原子炉冷却系統施設、計測制御系統施設及び原子炉格納施設と兼用）

h. アクセスルート確保（原子炉冷却系統施設に同じ）

(2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、表 3-1-1 に示す。

なお、当該設備のうち電源設備については、「3.7 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.7.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

(3) 環境条件等

a. 燃料プール監視カメラ（S A）

燃料プール周辺において、燃料プールに係る重大事故等の対処に使用するため、その環境影響を考慮して、耐環境性向上を図る設計とする。

燃料プール監視カメラ用冷却設備により、燃料プール監視カメラ（S A）へ空気を供給し冷却することで、燃料プールに係る重大事故等時における高温の環境下においても燃料プール監視カメラ（S A）が機能維持できる設計とする。

3.2 原子炉冷却系統施設

(1) 機能

原子炉冷却系統施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等において、原子炉压力容器及び一次冷却材設備により適切に炉心を冷却する機能
- b. 設計基準事故時等において、非常用炉心冷却系により炉心を冷却する機能
- c. 設計基準事故時等において、原子炉隔離時冷却系により原子炉压力容器に注水し、水位を維持する機能
- d. 通常運転時等において、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により炉心の崩壊熱及び原子炉压力容器、配管、冷却材中の保有熱を除去する機能
- e. 設計基準事故時等において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）により原子炉格納容器を保護する機能
- f. 設計基準事故時等において、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）によりサプレッションチェンバのプール水を冷却する機能
- g. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する機能
 - ・ 高圧原子炉代替注水系による原子炉の冷却
 - ・ 原子炉隔離時冷却系による原子炉の冷却
 - ・ 高圧炉心スプレイ系による原子炉の冷却
 - ・ ほう酸水注入系による進展抑制
- h. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する機能
 - ・ 逃がし安全弁
 - ・ インターフェイスシステム LOCA 隔離弁
 - ・ 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル
- i. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却する機能
 - ・ 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉の冷却
 - ・ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却

- ・残留熱除去系（低圧注水モード）による低圧注水
 - ・低圧炉心スプレイ系による低圧注水
 - ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉停止時冷却
 - ・原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）
 - ・低圧原子炉代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却
 - ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却
- j. 通常運転時等において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能
- k. 重大事故等時において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能
- ・原子炉補機代替冷却系による除熱
 - ・格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（放射線管理施設と兼用）
 - ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉停止時冷却
 - ・残留熱除去系（格納容器冷却モード）による格納容器スプレイ冷却
 - ・残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションチェンバのプール水冷却
 - ・原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）
 - ・高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）
- l. 重大事故等時において、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能
- ・原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）
- m. 重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能
- ・残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉格納施設と兼用）
- n. 重大事故等時において、燃料プールの冷却等を行う機能
- ・燃料プール冷却系による燃料プールの除熱（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
- o. 重大事故等の収束に必要な水を提供する機能
- ・重大事故等収束のための水源
 - ・水の供給
- p. 重大事故等時対処するための流路、注水先、注入先、排出元等（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設、計測制御系統施設及び原子炉格納施設と兼用）

q. アクセスルート確保

(2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、表 3-2-1 に示す。

なお、当該設備のうち電源設備については、「3.7 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.7.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

(3) 悪影響防止等

a. 相互接続

以下の設備については、その他の号機と相互接続する設計とする。

(a) 復水輸送系

重要安全施設以外の安全施設の相互接続として、復水輸送系は、1号機及び2号機間で相互に接続するが、連絡時以外においては、号機間の接続部の弁を常時閉とすることにより物理的に分離し、安全性を損なわない設計とする。また、2号機の系統圧力が1号機の系統圧力より高い設計となっているが、逆止弁を設けることで、1号機から2号機への連絡時においても1号機側へ流出しない設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

3.3 計測制御系統施設

(1) 機能

計測制御系統施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における計測制御機能
- b. 重大事故等時における計測制御機能
 - ・ 原子炉压力容器内の温度
 - ・ 原子炉压力容器内の圧力
 - ・ 原子炉压力容器内の水位
 - ・ 原子炉压力容器への注水量
 - ・ 原子炉格納容器への注水量
 - ・ 原子炉格納容器内の温度
 - ・ 原子炉格納容器内の圧力
 - ・ 原子炉格納容器内の水位
 - ・ 原子炉格納容器内の水素濃度
 - ・ 未臨界の維持又は監視
 - ・ 最終ヒートシンクの確保（残留熱代替除去系）
 - ・ 最終ヒートシンクの確保（格納容器フィルタベント系）（放射線管理施設と兼用）
 - ・ 最終ヒートシンクの確保（残留熱除去系）
 - ・ 格納容器バイパスの監視（原子炉压力容器内の状態）
 - ・ 格納容器バイパスの監視（原子炉格納容器内の状態）
 - ・ 格納容器バイパスの監視（原子炉建物内の状態）
 - ・ 水源の確保
 - ・ 原子炉建物内の水素濃度
 - ・ 原子炉格納容器内の酸素濃度
 - ・ 発電所内の通信連絡
 - ・ 温度、圧力、水位、注水量の計測・監視（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
 - ・ その他
- c. 通常運転時等における原子炉制御室機能
 - ・ 設計基準対象施設の健全性を確認するために必要なパラメータを監視する機能
 - ・ 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を行う機能
 - ・ 居住性の確保
 - ・ 発電用原子炉施設の外部の状況を把握する機能

- d. 重大事故等時において、運転員が原子炉制御室にとどまるための機能
 - ・居住性の確保（放射線管理施設と兼用）
 - ・照明の確保

- e. 重大事故等時において、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にする機能
 - ・代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入
 - ・原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制
 - ・ほう酸水注入
 - ・出力急上昇の防止

- f. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する機能
 - ・原子炉減圧の自動化
 - ・逃がし安全弁窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保

- g. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する機能
 - ・格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出（放射線管理施設及び原子炉格納施設と兼用）
 - ・水素濃度及び酸素濃度の監視

- h. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止する機能
 - ・静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制（原子炉格納施設と兼用）
 - ・原子炉建物内の水素濃度監視
 - ・格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガスの排出（放射線管理施設及び原子炉格納施設と兼用）

- i. 設計基準事故時等における通信連絡機能

- j. 通信連絡を行うために必要な機能
 - ・発電所内の通信連絡
 - ・発電所外の通信連絡

- k. 重大事故等時対処するための流路，注水先，注入先，排出元等（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設，原子炉冷却系統施設及び原子炉格納施設と兼用）

- l. アクセスルート確保（原子炉冷却系統施設に同じ）

(2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、表 3-3-1 に示す。

なお、当該設備のうち電源設備については、「3.7 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.7.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

また、計測機器の故障等により、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するための多様性を有したパラメータについて、表 3-3-2 及び表 3-3-3 に示す。

表 3-3-1～表 3-3-3 で示すパラメータ（主要パラメータ及び代替パラメータ）は、以下のとおり。

主要パラメータは以下のとおり分類する。

・重要監視パラメータ

主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも 1 つ以上有するパラメータをいう。

・有効監視パラメータ

主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。

代替パラメータは以下のとおり分類する。

・重要代替監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも 1 つ以上有するパラメータをいう。

・有効監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。

(3) 悪影響防止等

a. 共用

以下の設備については、その他の号機と共用する設計とする。

(a) 中央制御室

重要安全施設としての中央制御室については、1 号機及び 2 号機で共用とするが、1 号機が廃止措置段階であることを踏まえ、各号機で必要な人員を確保した上で、共用により 1 号機及び 2 号機の中央制御室を自由に行き来できる空間とすることによりプラントの状況に応じた、運転員の相互融通を可能とすることで、1 号機及び 2 号機の安全性が向上する設計とする。

重要安全施設以外の安全施設として、中央制御室に設置又は保管する設備の一部は、

監視及び操作に支障をきたすことなく、共用により発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

(b) 通信連絡設備

重要安全施設以外の安全施設として、局線加入電話設備（固定電話機及びFAX）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、無線通信設備（固定型）、無線通信設備（携帯型）及び専用電話設備（専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体他向））は、1号機、2号機及び3号機で共用とするが、共用対象号機内で同時に通信・通話するために必要な仕様を満足する設備とすることで、安全性を損なわない設計とする。

常設重大事故等対処設備として、中央制御室内に設置する無線通信設備（固定型）、衛星電話設備（固定型）、廃棄物処理建物内に設置する安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ収集サーバ、緊急時対策所内に設置する無線通信設備（固定型）、無線通信設備（携帯型）、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX）、安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置並びにデータ伝送設備は、号機の区分けなく通信連絡することで、必要な情報（相互のプラント状況、運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊の対応状況等）を共有・考慮しながら総合的な管理（事故処理を含む。）を行うことができ、また、端末を変更する場合に生じる情報共有の遅延を防止することができ、安全性の向上が図れることから、1、2、3号機で共用（SPDSデータ収集サーバは1、2号機共用（以下同じ。））する設計とする。

これらの通信連絡設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、1、2、3号機に必要な容量を確保するとともに、号機の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。

3.4 放射性廃棄物の廃棄施設

(1) 機能

放射性廃棄物の廃棄施設は主に以下の機能を有する。

- a. 廃棄物の種類に応じて、処理又は貯蔵保管する機能

3.5 放射線管理施設

(1) 機能

放射線管理施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における原子炉制御室機能
 - ・居住性の確保
- b. 重大事故等時において、運転員が原子炉制御室にとどまるための機能
 - ・居住性の確保（計測制御系統施設と兼用）
- c. 重大事故等時において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能
 - ・格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉冷却系統施設と兼用）
- d. 重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能
 - ・格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉格納施設と兼用）
- e. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する機能
 - ・格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出（計測制御系統施設及び原子炉格納施設と兼用）
- f. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止する機能
 - ・格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガスの排出（計測制御系統施設及び原子炉格納施設と兼用）
- g. 重大事故等時において、燃料プールの冷却等を行う機能
 - ・燃料プールの監視（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
- h. 通常運転時等における計測制御機能
- i. 重大事故等時における計測制御機能
 - ・原子炉格納容器内の放射線量率
 - ・最終ヒートシンクの確保（格納容器フィルタベント系）（計測制御系統施設と兼用）
 - ・燃料プールの監視（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）

- j. 通常運転時等における監視測定機能
 - ・線量当量率及び放射性物質の濃度等の測定
 - ・風向，風速その他の気象条件の測定

 - k. 重大事故等時における監視測定機能
 - ・放射線量の代替測定
 - ・放射能観測車の代替測定装置
 - ・気象観測設備の代替測定
 - ・放射線量の測定
 - ・放射性物質濃度（空气中・水中・土壌中）及び海上モニタリング

 - l. 重大事故等時における緊急時対策所機能
 - ・居住性の確保（緊急時対策所）（緊急時対策所と兼用）

 - m. アクセスルート確保（原子炉冷却系統施設に同じ）
- (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散
- 「(1) 機能」を考慮して，重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を，表 3-4-1 に示す。
- なお，当該設備のうち電源設備については，「3.7 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.7.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。
- a. 単一設計
 - (a) 中央制御室空調換気系

設計基準事故が発生した場合に長期にわたって機能が要求される静的機器のうち，単一設計とする中央制御室空調換気系のダクトの一部及び中央制御室非常用再循環処理装置フィルタについては，当該設備に要求される原子炉制御室非常用換気空調機能が喪失する単一故障のうち，想定される最も過酷な条件として，ダクトについては全周破断，中央制御室非常用再循環処理装置フィルタについては閉塞を想定しても，安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし，その単一故障を仮定しない。

想定される単一故障の発生に伴う中央制御室の運転員の被ばく量は，保守的に単一故障を除去又は修復ができない場合で評価したとしても，緊急作業時に係る線量限度を下回ることを確認した。

単一設計における主要解析条件を表 3-7-1，影響評価結果を表 3-7-2 に示す。

また，単一故障の除去又は修復のための作業期間として想定する 2 日間を考慮し，修復作業に係る従事者の被ばく線量は緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さくする設計とする。

単一設計とする箇所の設計に当たっては、想定される単一故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とし、修復作業に係る従事者の被ばく線量を緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さくなるよう保安規定に基づき管理する。

(3) 悪影響防止等

a. 共用

以下の設備については、その他の号機と共用する設計とする。

(a) 中央制御室遮蔽

常設重大事故等対処設備としての中央制御室遮蔽は、重大事故等時において、隣接する1号機及び2号機の事故対応を一つの中央制御室として共用することによって、プラント状態に応じた運転員の融通により安全性が向上することから、1号機及び2号機で共用する設計とする。

また、共用により悪影響を及ぼさないよう、号機の区分けなく一体となった遮蔽機能を有する設計とする。

3.6 原子炉格納施設

(1) 機能

原子炉格納施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における原子炉格納容器バウンダリ機能
- b. 設計基準事故時等において、格納容器内ガス濃度制御系により原子炉格納容器を保護する機能
- c. 設計基準事故時等において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）により原子炉格納容器を保護する機能
- d. 重大事故等時において、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能
 - ・格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内の冷却
 - ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却
 - ・残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却
 - ・残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却
- e. 重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能
 - ・格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（放射線管理施設と兼用）
 - ・残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉冷却系統施設と兼用）
- f. 重大事故等時において、原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却する機能
 - ・ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水
 - ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水
 - ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水
 - ・熔融炉心の落下遅延及び防止
- g. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する機能
 - ・窒素ガス代替注入系による原子炉格納容器内の不活性化
 - ・格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出（計測制御系統施設及び放射線管理施設と兼用）

- h. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止する機能
 - ・静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制（計測制御系統施設と兼用）
 - ・格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガスの排出（計測制御系統施設及び放射線管理施設と兼用）
 - i. 発電所外への放射性物質の拡散を抑制する機能
 - ・大気への放射性物質の拡散抑制（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
 - ・海洋への放射性物質の拡散抑制（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
 - ・航空機燃料火災への泡消火
 - j. 重大事故等時において、運転員が原子炉制御室にとどまるための機能
 - ・被ばく線量の低減
 - k. 重大事故等時対処するための流路，注水先，注入先，排出元等（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設，原子炉冷却系統施設及び計測制御系統施設と兼用）
 - l. アクセスルート確保（原子炉冷却系統施設に同じ）
- (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、表 3-5-1 に示す。

なお、当該設備のうち電源設備については、「3.7 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.7.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

- a. 単一設計
 - (a) 非常用ガス処理系

設計基準事故が発生した場合に長期にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする非常用ガス処理系の配管の一部については、当該設備に要求される原子炉格納容器内又は放射性物質が原子炉格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能が喪失する単一故障のうち、想定される最も過酷な条件として、配管の全周破断を想定しても、安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しない。

想定される単一故障の発生に伴う周辺公衆に対する放射線被ばくは、保守的に単一故障を除去又は修復ができない場合で評価したとしても、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に示された設計基準事故時の判断基準を下回ることを確認した。

単一設計における主要解析条件を表 3-7-3 及び表 3-7-4, 影響評価結果を表 3-7

－5 及び表 3-7-6 に示す。

また、単一故障の除去又は修復のための作業期間として想定する 2 日間を考慮し、修復作業に係る従事者の被ばく線量は緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さくする設計とする。

単一設計とする箇所設計に当たっては、想定される単一故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とし、修復作業に係る従事者の被ばく線量を緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さくなるよう保安規定に基づき管理する。

(b) 残留熱除去系（格納容器冷却モード）

設計基準事故が発生した場合に長期にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする残留熱除去系（格納容器冷却モード）の原子炉格納容器スプレイ管（サブプレッションチェンバススプレイ管）については、想定される最も過酷な単一故障の条件として、配管 1 箇所の全周破断を想定した場合においても原子炉格納容器の冷却機能を確保できる設計とする。

また、静的機器の単一故障として原子炉格納容器スプレイ管（サブプレッションチェンバススプレイ管）の全周破断を仮定しても、残留熱除去の 1 系統をドライウエルスプレイ、もう 1 系統を残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）で運転することで原子炉格納容器の冷却機能を代替できる設計とする。

単一設計における主要解析条件を表 3-7-7、影響評価結果を表 3-7-8 に示す。

(3) 悪影響防止等

a. 重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）

(a) 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、誤開放せずに規定の圧力にて速やかに開放する設計又は開放した場合においても開口部を速やかに閉止できる設計とし、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

悪影響防止を含めた原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの機能要求に対する設計については、添付書類 VI-1-1-7-別添 4「ブローアウトパネル関連設備の設計方針」に示す。

3.7 その他発電用原子炉の附属施設

3.7.1 非常用電源設備

(1) 機能

非常用電源設備は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における非常用電源機能
- b. 重大事故等時における非常用電源機能
 - ・ 常設代替交流電源設備による給電
 - ・ 常設代替交流電源設備による原子炉補機代替冷却系への給電
 - ・ 可搬型代替交流電源設備による給電
 - ・ 所内常設蓄電式直流電源設備による給電
 - ・ 常設代替直流電源設備による給電
 - ・ 可搬型直流電源設備による給電
 - ・ 代替所内電源設備による給電
 - ・ 非常用交流電源設備
 - ・ 非常用直流電源設備
 - ・ 燃料補給設備（補機駆動用燃料設備と兼用）
- c. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する機能
 - ・ 可搬型直流電源設備による減圧
 - ・ 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による減圧
- d. 重大事故等時における監視測定機能
 - ・ モニタリングポストの代替交流電源からの給電
- e. 重大事故等時における緊急時対策所機能
 - ・ 電源の確保（緊急時対策所）
- f. アクセスルート確保（原子炉冷却系統施設に同じ）

(2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、表 3-6-1 に示す。

(3) 悪影響防止等

a. 相互接続

以下の設備については、その他の号機と相互接続する設計とする。

(a) 非常用電源系

非常用低圧母線のコントロールセンタについては、2号機の非常用低圧母線のコントロールセンタと1号機の非常用低圧母線のコントロールセンタを相互に接続し、重大事故等発生時において1号機及び2号機の非常用低圧母線のコントロールセンタ遮断器の投入により、迅速かつ安全に電源融通を可能とすることで、相互接続することにより安全性が向上する設計とする。なお、これらの相互接続部については、各号機に設置している遮断器を通常時、切状態にして物理的に分離することで、自動で投入されることなく、1号機の電気故障が2号機に波及しないようにすることで要求される安全機能を満たすことができる設計とする。

3.7.2 常用電源設備

(1) 機能

常用電源設備は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における常用電源機能

3.7.3 火災防護設備

(1) 機能

火災防護設備は主に以下の機能を有する。

- a. 火災感知，消火，影響軽減機能

(2) 悪影響防止等

- a. 相互接続

以下の設備については，その他の号機と相互接続する設計とする。

(a) 水消火設備

重要安全施設以外の安全施設として，水消火設備については，2号炉廻り消火系及びサイトバンカ建物消火系は，1号機及び2号機間で相互に接続するが，号機間の接続部に逆止弁を設ける設計とすることで，1号機側において何らかの要因で設備が破損した場合にも，2号機側に影響を及ぼすことはなく，安全性を損なわない設計とする。

3.7.4 浸水防護設備

(1) 機能

浸水防護設備は主に以下の機能を有する。

- a. 津波防護機能
- b. 浸水防止機能
- c. 津波監視機能

3.7.5 補機駆動用燃料設備

(1) 機能

補機駆動用燃料設備は主に以下の機能を有する。

- a. 重大事故等時における非常用電源機能
 - ・燃料補給設備（非常用電源設備と兼用）
- b. アクセスルート確保（原子炉冷却系統施設に同じ）

(2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、表 3-6-2 に示す。

3.7.6 非常用取水設備

(1) 機能

非常用取水設備は主に以下の機能を有する。

- a. 設計基準事故時等において，冷却に必要な海水を確保する機能
- b. その他の設備
 - ・非常用取水設備
- c. アクセスルート確保（原子炉冷却系統施設に同じ）

(2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して，重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を，表 3-6-3 に示す。

3.7.7 緊急時対策所

(1) 機能

緊急時対策所は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における緊急時対策所機能
- b. 重大事故等時における緊急時対策所機能
 - ・居住性の確保（緊急時対策所）（放射線管理施設と兼用）
 - ・必要な情報の把握
 - ・通信連絡（緊急時対策所）
- c. アクセスルート確保（原子炉冷却系統施設に同じ）

(2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、表 3-6-4 に示す。

なお、当該設備のうち電源設備については、「3.7 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.7.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

表3-1-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (1/5)

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等対処設備（既設+新設）*3		
(第 69 条) 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水及びスプレイ	残留熱除去系 （燃料プール冷却及び補給） 燃料プール冷却系	大量送水車	可搬	燃料プールのスプレイ系は、残留熱除去系及び燃料プール冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、大量送水車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される燃料プール冷却系及び残留熱除去系に対して多様性を有する設計とする。 また、燃料プールのスプレイ系は、代替淡水源を水源とすることで、燃料プールを水源とする残留熱除去系及び燃料プール冷却系の冷却機能並びにサブプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系の補給機能に対して異なる水源を有する設計とする。燃料プールのスプレイ系の大量送水車は、原子炉建物から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及び燃料プール冷却ポンプと共通要因によって同時に機能を喪失しないよう位置的分散を図る設計とする。
		可搬型ストレーナ	可搬	
		常設スプレイヘッド	常設	
(第 69 条) 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水及びスプレイ	残留熱除去系 （燃料プール冷却及び補給） 燃料プール冷却系	大量送水車	可搬	大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。
		可搬型ストレーナ	可搬	
		可搬型スプレイノズル	可搬	
(第 69 条) 大気への放射性物質の拡散抑制 ※ 水源は海を使用	—	大型送水ポンプ車	可搬	原子炉建物放水設備である大型送水ポンプ車及び放水砲は、原子炉建物、タービン建物及び廃棄物処理建物から離れた屋外に保管する。
		放水砲	可搬	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2：（ ）付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-1-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (2/5)

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第 69 条) 燃料プールの監視	(燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 燃料プール温度 燃料プール冷却ポンプ入口温度 原子炉建物放射線モニタ (燃料取替階エリア) 燃料取替階放射線モニタ	燃料プール水位 (SA)	常設	燃料プール水位 (SA), 燃料プール水位・温度 (SA), 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA), 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA), 燃料プール監視カメラ (SA) 及び燃料プール監視カメラ用冷却設備は, 燃料プール水位, 燃料プール温度, 燃料プール冷却ポンプ入口温度, 原子炉建物放射線モニタ (燃料取替階エリア) 及び燃料取替階放射線モニタと共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 燃料プール水位・温度 (SA) は, 非常用交流電源設備に対して, 多様性を有する所内常設蓄電式直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とし, 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA), 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) 及び燃料プール監視カメラ (SA) は, 非常用交流電源設備に対して, 多様性を有する常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とし, 燃料プール水位 (SA) 及び燃料プール監視カメラ用冷却設備は, 非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
		燃料プール水位・温度 (SA)	常設	
		燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) 【放射線管理施設】	常設	
		燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)	常設	

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「一」とする。
 *2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3 : 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

表3-1-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (3/5)

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第 69 条) 燃料プール冷却系による燃料プールの除熱 ※水源は海を使用	残留熱除去系 (燃料プール水の冷却及び補給) (燃料プール冷却系)	燃料プール冷却ポンプ	常設	燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は、残留熱除去系ポンプ及び熱交換器と異なる区画に設置することで、残留熱除去ポンプ及び熱交換器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系は、原子炉補機冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、移動式代替熱交換設備を常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用ディーゼル発電設備からの給電により駆動する原子炉補機冷却系に対して、多様性を有する設計とし、大型送水ポンプ車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される原子炉補機冷却系に対して多様性を有する設計とする。 原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、原子炉建物から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器及び屋外の原子炉補機海水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。
		燃料プール冷却系熱交換器	常設	
	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。)	移動式代替熱交換設備 【原子炉冷却系統施設】	可搬	
		大型送水ポンプ車 【原子炉冷却系統施設】	可搬	
(第 70 条) 大気への放射性物質の拡散抑制 ※水源は海を使用	—	大型送水ポンプ車 【原子炉格納施設と兼用】	可搬	原子炉建物放水設備である大型送水ポンプ車及び放水砲は、原子炉建物、タービン建物及び廃棄物処理建物から離れた屋外に保管する。
		放水砲 【原子炉格納施設と兼用】	可搬	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-1-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (4/5)

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計 基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第70条) 海洋への放射 性物質の拡散 抑制	—	放射性物質吸着材 【原子炉格納施設と兼用】	可搬	海洋拡散抑制設備である放射性物質 吸着材、シルトフェンス及び小型船 舶は、原子炉建物、タービン建物及 び廃棄物処理建物から離れた屋外に 保管する。
		シルトフェンス 【原子炉格納施設と兼用】	可搬	
		小型船舶 【原子炉格納施設と兼用】	可搬	
(第73条) 燃料プールの 監視	燃料プール水位・温度 (SA) *4 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) *4 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) *4 燃料プール監視カメラ (SA) *4	燃料プール水位 (SA)	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は、重要監視パラメータを計測 する設備と異なる物理量の計測又は 測定原理とすることで、重要監視パ ラメータを計測する設備に対して可 能な限り多様性を持った計測方法に より計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は、共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう、非 常用交流電源設備に対して多様性を 有する常設代替交流電源設備又は可 搬型代替交流電源設備から給電が可 能な設計とする。
	燃料プール水位 (SA) *4 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) *4 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) *4 燃料プール監視カメラ (SA) *4	燃料プール水位・温度 (SA)	常設	
	燃料プール水位 (SA) *4 燃料プール水位・温度 (SA) *4 燃料プール監視カメラ (SA) *4	燃料プールエリア放射線モ ニタ (高レンジ) (SA) 燃料プールエリア放射線モ ニタ (低レンジ) (SA) 【放射線管理施設】	常設	
	燃料プール水位 (SA) *4 燃料プール水位・温度 (SA) *4 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) *4 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) *4	燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却 設備を含む。)	常設	

- 注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。
 *4：主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ。

表3-1-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (5/5)

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設 計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第73条) 温度, 圧力, 水位, 注水量の 計測・監視	各計器	可搬型計測器 【計測制御系統施設と兼用】	可搬	—
(一) 重大事故等時に 対処するための 流路, 注水先, 注入先, 排出元 等	(原子炉圧力容器)	原子炉圧力容器 【原子炉冷却系統施設, 計測 制御系統施設, 原子炉格納施 設】	常設	—
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器 【原子炉冷却系統施設, 原子 炉格納施設】	常設	
	(燃料プール)	燃料プール	常設	
	—	原子炉建物原子炉棟 【原子炉格納施設】	常設	

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3 : 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

表3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (1/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設 計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 54 条) アクセスルート 確保	—	ホイールローダ	可搬	—
(第 60 条) 高圧原子炉代替 注水系による原 子炉の冷却	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系	高圧原子炉代替注水ポンプ	常設	高圧原子炉代替注水系は、高圧炉心 スプレイ系と共通要因によって同時 に機能を損なわないよう、高圧原子 炉代替注水ポンプをタービン駆動と することで、電動機駆動ポンプを用 いた高圧炉心スプレイ系に対して多 様性を有する設計とする。また、高 圧原子炉代替注水系の起動に必要な 電動弁は、常設代替直流電源設備又 は可搬型直流電源設備からの給電及 び現場において人力により、ポンプ の起動に必要な弁を操作できること で、高圧炉心スプレイ系ディーゼル 発電設備から給電される高圧炉心ス プレイ系及び非常用直流電源設備か ら給電される原子炉隔離時冷却系に 対して、多様性を有する設計とす る。
	(サブプレッションチェンバ) 復水貯蔵タンク	サブプレッションチェンバ [水源]	常設	高圧原子炉代替注水ポンプは、原子 炉建物原子炉棟内の高圧炉心スプレ イポンプ及び原子炉隔離時冷却ポン プと異なる区画に設置することで、 高圧炉心スプレイポンプ及び原子炉 隔離時冷却ポンプと共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう位置 的分散を図る設計とする。

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定して
いない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (2/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設 計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 60 条) 原子炉隔離時冷 却系による原子 炉の冷却	(原子炉隔離時冷却系) 高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却ポンプ	常設	原子炉隔離時冷却系の起動に必要な 電動弁は、現場において人力による 手動操作を可能とすることで、非常 用直流電源設備からの給電による遠 隔操作に対して多様性を有する設計 とする。
	(サブプレッションチェンバ) 復水貯蔵タンク	サブプレッションチェンバ [水源]	常設	
(第 60 条) 高圧炉心スプレ イ系による原子 炉の冷却	(高圧炉心スプレイ系) 原子炉隔離時冷却系	高圧炉心スプレイポンプ	常設	—
	(サブプレッションチェンバ) 復水貯蔵タンク	サブプレッションチェンバ [水源]	常設	
(第 60 条) ほう酸水注入系 による進展抑制	原子炉保護系、制御棒、 制御棒駆動水圧系	ほう酸水注入ポンプ	常設	ほう酸水注入系は、制御棒、制御棒駆 動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制 御ユニットと共通要因によって同時 に機能を損なわないよう、ほう酸水 注入ポンプを非常用ディーゼル発電 設備からの給電により駆動すること で、アキュムレータにより駆動する 制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒 駆動水圧系水圧制御ユニットに対し て多様性を有する設計とする。
		ほう酸水貯蔵タンク	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定し
ていない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (3/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設 計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備(既設+新設)*3		
(第 61 条) 逃がし安全弁	(逃がし安全弁)	逃がし安全弁 [操作対象弁]	常設	逃がし安全弁及び逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備としての安全機能を兼ねる設備であるが、想定される重大事故等時に必要となる個数に対して十分に余裕をもった個数を分散して設置する設計とする。 逃がし安全弁は、中央制御室からの手動操作又は代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)からの信号により作動することで、自動減圧機能による作動に対して多様性を有する設計とする。また、逃がし安全弁は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備及び主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助盤室)からの給電により作動することで、非常用直流電源設備からの給電による作動に対して多様性を有する設計とする。
	(逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ)	逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	常設	
(第 61 条) インターフェイスシステム LOCA 隔離弁	(残留熱除去系注水弁)	残留熱除去系注水弁	常設	—
	(低圧炉心スプレイ系注水弁)	低圧炉心スプレイ系注水弁	常設	—
(第 61 条) 原子炉建物燃料 取替階ブローアウトパネル	—	原子炉建物燃料取替階 ブローアウトパネル	常設	—

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (4/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設 計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 62 条) 低圧原子炉代 替注水系 (常 設) による原 子炉の冷却	残留熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイ系	低圧原子炉代替注水ポンプ	常設	<p>低圧原子炉代替注水系 (常設) は、残留熱除去系 (低圧注水モード) 及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電により駆動することで、非常用所内電気設備を経由した非常用ディーゼル発電設備からの給電により駆動する残留熱除去ポンプを用いた残留熱除去系 (低圧注水モード) 及び低圧炉心スプレイポンプを用いた低圧炉心スプレイ系に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>低圧原子炉代替注水系 (常設) の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用ディーゼル発電設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、低圧原子炉代替注水系 (常設) の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>また、低圧原子炉代替注水系 (常設) は、低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで、サブプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系 (低圧注水モード) 及び低圧炉心スプレイ系に対して異なる水源を有する設計とする。</p>
	サブプレッションチェンバ	低圧原子炉代替注水槽[水源]	常設	<p>低圧原子炉代替注水ポンプ及び低圧原子炉代替注水槽は、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置することで、原子炉建物内の低圧炉心スプレイポンプ、残留熱除去ポンプ及びサブプレッションチェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>低圧原子炉代替注水系 (常設) は、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、残留熱除去系に対しては、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、低圧炉心スプレイ系に対しては、水源から注水先である原子炉圧力容器までの系統全体に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、低圧原子炉代替注水系 (常設) は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (低圧注水モード) 及び低圧炉心スプレイ系に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p>

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (5/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設 計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)*3		
(第 62 条) 低圧原子炉代 替注水系 (可 搬型) による 原子炉の冷却	残留熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイ系	大量送水車	可搬	<p>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) は, 残留熱除去系 (低圧注水モード), 低圧炉心スプレイ系及び低圧原子炉代替注水系 (常設) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 大量送水車をディーゼルエンジンにより駆動することで, 電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系 (低圧注水モード), 低圧炉心スプレイ系及び低圧原子炉代替注水系 (常設) に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) の電動弁は, ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで, 非常用ディーゼル発電設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また, 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) の電動弁は, 代替所内電気設備を経由して給電する系統において, 独立した電路で系統構成することにより, 非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>また, 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) は, 代替淡水源を水源とすることで, サプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系 (低圧注水モード) 及び低圧炉心スプレイ系並びに低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水系 (常設) に対して異なる水源を有する設計とする。</p>
		可搬型ストレーナ	可搬	<p>大量送水車は, 原子炉建物及び原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで, 原子炉建物内の低圧炉心スプレイポンプ及び残留熱除去ポンプ並びに低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内の低圧原子炉代替注水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>大量送水車の接続口は, 共通要因によって接続できなくなることを防止するため, 位置的分散を図った複数箇所を設置する設計とする。</p> <p>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) は, 残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 残留熱除去系に対しては, 水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について, 低圧炉心スプレイ系に対しては, 水源から注水先である原子炉压力容器までの系統全体に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって, 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) は, 設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (低圧注水モード) 及び低圧炉心スプレイ系に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p>

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「一」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3 : 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

表3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (6/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第 62 条) 残留熱除去系 (低圧注水モード) による低圧注水	(残留熱除去系 (低圧注水モード)) 低圧炉心スプレイ系	残留熱除去ポンプ	常設	—
	(サブプレッションチェンバ)	サブプレッションチェンバ [水源]	常設	
(第 62 条) 低圧炉心スプレイ系による低圧注水	残留熱除去系 (低圧注水モード) (低圧炉心スプレイ系)	低圧炉心スプレイポンプ	常設	—
	(サブプレッションチェンバ)	サブプレッションチェンバ [水源]	常設	
(第 62 条) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による原子炉停止時冷却	(残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード))	残留熱除去ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
(第 62 条) 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) ※水源は海を使用	(原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。))	原子炉補機冷却水ポンプ	常設	—
		原子炉補機海水ポンプ	常設	
		原子炉補機冷却系熱交換器	常設	
(第 62 条) 低圧原子炉代替注水系 (常設) による残存溶融炉心の冷却	—	低圧原子炉代替注水ポンプ	常設	—
	—	低圧原子炉代替注水槽 [水源]	常設	
(第 62 条) 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却	—	大量送水車	可搬	—
		可搬型ストレーナ	可搬	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (7/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計 基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 63 条) 原子炉補機代替 冷却系による除 熱 ※水源は海を使用	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。)	移動式代替熱交換設備	可搬	原子炉補機代替冷却系は、原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、移動式代替熱交換設備を常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用ディーゼル発電設備からの給電により駆動する原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) に対して、多様性及び独立性を有する設計とし、大型送水ポンプ車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉補機代替冷却系は、格納容器フィルタベント系に対して、除熱手段の多様性を有する設計とする。
		大型送水ポンプ車	可搬	原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、原子炉建物及び格納容器フィルタベント系から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器及び屋外の原子炉補機海水ポンプ並びに原子炉建物外の格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。 原子炉補機代替冷却系は、原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉補機海水系に対して独立性を有するとともに、移動式代替熱交換設備から屋外の接続口を介した原子炉補機冷却系配管との合流点までの系統について、原子炉補機冷却系に対して独立性を有する設計とする。 また、大型送水ポンプ車から屋内の接続口を介した原子炉補機冷却系配管との合流点までの系統について、原子炉補機冷却系に対して独立性を有する設計とする。
		移動式代替熱交換設備 ストレーナ	可搬	これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、原子炉補機代替冷却系は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (8/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計 基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 63 条) 格納容器フィル タベント系によ る原子炉格納容 器内の減圧及び 除熱	残留熱除去系 (格納容器冷却モード) 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。)	第1ベントフィルタ スクラバ容器	常設	格納容器フィルタベント系は、残留熱 除去系(格納容器冷却モード)及び原 子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を 含む。)と共通要因によって同時に機 能を損なわないよう、ポンプ及び熱交 換器を使用せずに最終的な熱の逃がし 場である大気へ熱を輸送できる設計と することで、残留熱除去系及び原子炉 補機冷却系(原子炉補機海水系を含 む。)に対して、多様性を有する設計 とする。 また、格納容器フィルタベント系は、 排出経路に設置される隔離弁の電動弁 を常設代替交流電源設備若しくは可搬 型代替交流電源設備からの給電による 遠隔操作を可能とすること又は遠隔手 動弁操作機構を用いた人力による遠隔 操作を可能とすることで、非常用デー ゼル発電設備からの給電により駆動 する残留熱除去系(格納容器冷却モー ド)及び原子炉補機冷却系(原子炉補 機海水系を含む。)に対して、多様性 を有する設計とする。
		第1ベントフィルタ 銀ゼオライト容器	常設	
		圧力開放板	常設	
		遠隔手動弁操作機構	常設	
		第1ベントフィルタ 格納槽遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
	—	可搬式窒素供給装置	可搬	格納容器フィルタベント系の第1ベ ントフィルタスクラバ容器及び第1ベ ントフィルタ銀ゼオライト容器は原子 炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽 内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の 屋外に設置し、原子炉建物内の残留熱 除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器、 原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補 機冷却系熱交換器及び屋外の原子炉 補機海水ポンプと異なる区画に設置 することで、共通要因によって同時 に機能を損なわないよう位置的分散 を図った設計とする。
—	第1ベントフィルタ出口放射線 モニタ(高レンジ) 第1ベントフィルタ出口放射線 モニタ(低レンジ) 【放射線管理施設】	常設	格納容器フィルタベント系は、除熱 手段の多様性及び機器の位置的分散 によって、残留熱除去系及び原子 炉補機冷却系(原子炉補機海水系を 含む。)に対して独立性を有する設計 とする。	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定して
いない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (9/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計 基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 63 条) 残留熱除去系 (原子炉停止時 冷却モード) に よる原子炉停止 時冷却	(残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード))	残留熱除去ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
(第 63 条) 残留熱除去系 (格納容器冷却 モード) による 格納容器スプレ イ冷却	(残留熱除去系 (格納容器冷却モード))	残留熱除去ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(サブプレッションチェンバ)	サブプレッションチェンバ [水源]	常設	
(第 63 条) 残留熱除去系 (サブプレッショ ンプール水冷却 モード) による サブプレッショ ンチェンバのプ ール水の冷却	(残留熱除去系 (サブプレッショ ンプール水冷却 モード))	残留熱除去ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(サブプレッションチェンバ)	サブプレッションチェンバ [水源]	常設	
(第 63 条) 原子炉補機冷却 系 (原子炉補機 海水系を含む。) ※水源は 海を使用	(原子炉補機冷却系 (原子炉 補機海水系を含む。))	原子炉補機冷却水ポンプ	常設	—
		原子炉補機海水ポンプ	常設	
		原子炉補機冷却系熱交換器	常設	
(第 63 条) 高圧炉心スプレ イ補機冷却系 (高圧炉心スプレ イ補機海水系 を含む。) ※水 源は海を使用	(高圧炉心スプレイ補機冷却系 (高圧炉心スプレイ補機海水系 を含む。))	高圧炉心スプレイ補機 冷却水ポンプ	常設	—
		高圧炉心スプレイ補機 海水ポンプ	常設	
		高圧炉心スプレイ補機冷却系 熱交換器	常設	
(第 64 条) 原子炉補機冷却 系 (原子炉補機 海水系を含む。) ※水源は海を使用	(原子炉補機冷却系 (原子炉 補機海水系を含む。))	原子炉補機冷却水ポンプ	常設	—
		原子炉補機海水ポンプ	常設	
		原子炉補機冷却系熱交換器	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (10/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設 計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 65 条) 残留熱代替除 去系による原 子炉格納容器 内の減圧及び 除熱	—	残留熱代替除去ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベ ント系は、共通要因によって同時に機能を 損なわないよう、原理の異なる冷却及び格 納容器内の減圧手段を用いることで多様性 を有する設計とする。
		残留熱除去系熱交換器 【原子炉格納施設】	常設	残留熱代替除去系は、非常用交流電源設備 に対して多様性を有する常設代替交流電源 設備からの給電により駆動できる設計とす る。
		移動式代替熱交換設備	可搬	残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代 替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型 送水ポンプ車は、格納容器フィルタベント 系から離れた屋外に分散して保管すること で、格納容器フィルタベント系と共通要因 によって同時に機能を損なわないよう位置 的分散を図る設計とする。移動式代替熱交 換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、 共通要因によって接続できなくなることを 防止するため、互いに異なる複数箇所に設 置し、かつ格納容器フィルタベント系との 離隔を考慮した設計とする。残留熱代替除 去系の残留熱代替除去ポンプは原子炉建物 附属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサ プレッションチェンバは原子炉建物原子炉 棟内に設置し、格納容器フィルタベント系 の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第 1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は原子 炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内 に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に 設置することで共通要因によって同時に機 能を損なわないよう位置的分散を図る設計 とする。
		大型送水ポンプ車	可搬	残留熱代替除去系と格納容器フィルタベ ント系は、共通要因によって同時に機能を 損なわないよう、流路を分離することで独立 性を有する設計とする。
		移動式代替熱交換設備 ストレーナ	可搬	これらの多様性及び流路の独立性並びに位 置的分散によって、残留熱代替除去系と格 納容器フィルタベント系は、互いに重大事 故等対処設備として、可能な限りの独立性 を有する設計とする。
		サプレッションチェンバ 【水源】 【原子炉格納施設】	常設	これらの多様性及び流路の独立性並びに位 置的分散によって、残留熱代替除去系と格 納容器フィルタベント系は、互いに重大事 故等対処設備として、可能な限りの独立性 を有する設計とする。

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定し
ていない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (11/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) ^{*3}		
(第 69 条) 燃料プール冷却 系による燃料プ ールの除熱 ※水源は海を使用	残留熱除去系 (燃料プール冷却及び補給) (燃料プール冷却系)	燃料プール冷却ポンプ 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	燃料プール冷却ポンプ及び燃料プ ール冷却系熱交換器は、残留熱除去系 ポンプ及び熱交換器と異なる区画に 設置することで、残留熱除去ポンプ 及び熱交換器と共通要因によって同 時に機能を損なわないよう位置的分 散を図る設計とする。
		燃料プール冷却系熱交換器 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	
	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。)	移動式代替熱交換設備	可搬	原子炉補機代替冷却系の移動式代替 熱交換設備及び大型送水ポンプ車 は、原子炉建物から離れた屋外に分 散して保管することで、原子炉建物 内の原子炉補機冷却水ポンプ、原子 炉補機冷却系熱交換器及び屋外の原 子炉補機海水ポンプと共通要因によ って同時に機能を損なわないよう位 置的分散を図る設計とする。移動式 代替熱交換設備及び大型送水ポンプ 車の接続口は、共通要因によって接 続できなくなることを防止するため、 位置的分散を図った複数箇所に 設置する設計とする。
		大型送水ポンプ車	可搬	
		移動式代替熱交換設備 ストレーナ	可搬	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (12/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第71条) 重大事故等収束 のための水源 ※水源としては 海も使用可能	(サブプレッションチェンバ) 復水貯蔵タンク	低圧原子炉代替注水槽	常設	—
		サブプレッションチェンバ	常設	
	—	ほう酸水注入系貯蔵タンク	常設	
	(構内監視カメラ (ガスタービン発電機建物屋上)) 構内監視カメラ*4	構内監視カメラ (ガスタービン発電機建物屋上)	常設	
(第71条) 水の供給	—	大量送水車	可搬	大量送水車は、屋外の複数の異なる場所に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。
		可搬型ストレーナ	可搬	
(一) 重大事故等時に 対処するための 流路, 注水先, 注入先, 排出元 等	(原子炉压力容器)	原子炉压力容器 【計測制御系統施設及び原 子炉格納施設と兼用】	常設	—
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器 【原子炉格納施設と兼用】	常設	
	(燃料プール)	燃料プール 【核燃料物質の取扱施設及び 貯蔵施設】	常設	
	—	原子炉建物原子炉棟 【原子炉格納施設】	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。
*4：固体廃棄物貯蔵所C棟屋上に設置する構内監視カメラ

表3-3-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (1/24)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 59 条) 代替制御棒挿入 機能による制御 棒緊急挿入	原子炉保護系	A T W S緩和設備 (代替制御棒挿入機能)	常設	A T W S緩和設備 (代替制御棒挿入機能) の論理回路の電源は、非常用直流電源設備から給電することで、非常用ディーゼル発電設備から給電する原子炉保護系の論理回路の交流電源に対して多様性を有する設計とする。 A T W S緩和設備 (代替制御棒挿入機能) は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで原子炉保護系に対して独立した構成とすることで、原子炉保護系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。 また、A T W S緩和設備 (代替制御棒挿入機能) は、原子炉保護系の電源と電氣的に分離することで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。
		制御棒	常設	
		制御棒駆動機構	常設	
		制御棒駆動水圧系 水圧制御ユニット	常設	
(第 59 条) 原子炉再循環ポンプ停止による 原子炉出力抑制	原子炉保護系 制御棒 制御棒駆動水圧系	A T W S緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプ トリップ機能)	常設	A T W S緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) の論理回路の電源は、非常用直流電源設備から給電することで、非常用ディーゼル発電設備から給電する原子炉保護系の論理回路の交流電源に対して多様性を有する設計とする。 A T W S緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) は、検出器から原子炉再循環ポンプトリップ遮断器まで原子炉保護系に対して独立した構成とすることで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。 また、A T W S緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) は、原子炉保護系の電源と電氣的に分離することで、原子炉保護系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-3-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (2/24)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の考 慮内容
	機能喪失を想定する主要な設 計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 59 条) ほう酸水注入	原子炉保護系 制御棒 制御棒駆動水圧系	ほう酸水注入ポンプ	常設	ほう酸水注入系は、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ほう酸水注入ポンプを非常用ディーゼル発電設備からの給電により駆動することで、アキュムレータにより駆動する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットに対して多様性を有する設計とする。 ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、原子炉建物原子炉棟内の制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットと異なる区画に設置することで、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		ほう酸水貯蔵タンク	常設	
(第 59 条) 出力急上昇の 防止	自動減圧系	自動減圧起動阻止スイッチ	常設	代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) は、原子炉水位低 (レベル1) 及び残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転の場合に、ドライウェル圧力高信号を必要とせず、発電用原子炉の自動減圧を行うことが可能な設計とし、自動減圧系の論理回路に対して異なる作動論理とすることで可能な限り多様性を有する設計とする。
		代替自動減圧起動阻止 スイッチ		
(第 61 条) 原子炉減圧の 自動化 ※ 自動減圧機 能付き逃がし 安全弁のみ	自動減圧系	代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)	常設	代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) は、他の設備と電氣的に分離することで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。 代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) は、自動減圧系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、自動減圧系の制御盤と位置的分散を図る設計とする。
		自動減圧起動阻止 スイッチ	常設	
		代替自動減圧起動阻止 スイッチ		
(第 61 条) 逃がし安全弁 窒素ガス供給 系による作動 窒素ガス確保	(逃がし安全弁逃がし弁 機能用アキュムレータ)	逃がし安全弁用窒素 ガスボンベ	可搬	逃がし安全弁用窒素ガスボンベは、予備のボンベも含めて、原子炉建物付属棟に分散して保管及び設置することで、原子炉格納容器内の逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「一」とする。

*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-3-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (3/24)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 67 条) 格納容器フィルタベント系 による原子炉格納容器内の 水素ガス及び酸素ガスの排 出	可燃性ガス濃度制御系	第1ベントフィルタ スクラバ容器 【原子炉格納施設】	常設	格納容器フィルタベント系は、非常 用交流電源設備に対して多様性を有 する常設代替交流電源設備又は可搬 型代替交流電源設備からの給電によ り駆動できる設計とする。
		第1ベントフィルタ 銀ゼオライト容器 【原子炉格納施設】	常設	
		圧力開放板 【原子炉格納施設】	常設	
	—	遠隔手動弁操作機構 【原子炉格納施設】	常設	
		第1ベントフィルタ 格納槽遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		可搬式窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬	
		第1ベントフィルタ 出口水素濃度	可搬	
		第1ベントフィルタ出口放射線 モニタ (高レンジ) 第1ベントフィルタ出口放射線 モニタ (低レンジ) 【放射線管理施設】	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-3-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (4/24)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計 基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 67 条) 水素濃度及び酸 素濃度の監視	格納容器水素濃度	格納容器水素濃度 (S A)	常設	格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器 酸素濃度 (S A) は、格納容器水素濃度 及び格納容器酸素濃度と共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう、異なる 冷却方式とすることで多様性を有する設 計とする。
	(格納容器水素濃度)	格納容器水素濃度 (B系)	常設	格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器 酸素濃度 (S A) は、格納容器水素濃度 及び格納容器酸素濃度と共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう、検出器 の設置箇所の位置的分散を図る設計とし る。
	格納容器酸素濃度	格納容器酸素濃度 (S A)	常設	また、格納容器水素濃度 (S A) 及び格 納容器酸素濃度 (S A) は非常用交流電 源設備に対して多様性を有する常設代替 交流電源設備又は可搬型代替交流電源設 備から給電が可能な設計とする。
	(格納容器酸素濃度)	格納容器酸素濃度 (B系)	常設	格納容器水素濃度 (B系) 及び格納容器 酸素濃度 (B系) は、非常用交流電源設 備に対して多様性を有する常設代替交流 電源設備から給電が可能な設計とする。 また、サンプリングガスの冷却に必要な 冷却水は、原子炉補機冷却系に対して多 様性を有する原子炉補機代替冷却系から 供給が可能な設計とする。

- 注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定して
いない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-3-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (5/24)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計 基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 68 条) 静的触媒式水素 処理装置による 水素濃度抑制	—	静的触媒式水素処理装置 【原子炉格納施設】	常設	静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度と原子炉建物水素濃度は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とする。 また、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により作動できる設計とする。 原子炉建物水素濃度は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により作動できる設計とする。
		静的触媒式水素処理装置 入口温度	常設	
		静的触媒式水素処理装置 出口温度	常設	
(第 68 条) 原子炉建物内の 水素濃度監視	—	原子炉建物水素濃度	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-3-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (6/24)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第68条) 格納容器フィルタベント系 による原子炉格納容器内の 水素ガスの排出	—	第1ベントフィルタ スクラバ容器 【原子炉格納施設】	常設	格納容器フィルタベント系は、非常 用交流電源設備に対して多様性を有 する常設代替交流電源設備又は可搬 型代替交流電源設備からの給電によ り駆動できる設計とする。
		第1ベントフィルタ 銀ゼオライト容器 【原子炉格納施設】	常設	
		圧力開放板 【原子炉格納施設】	常設	
		遠隔手動弁操作機構 【原子炉格納施設】	常設	
		第1ベントフィルタ 格納槽遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		可搬式窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬	
		第1ベントフィルタ出口水素 濃度	可搬	
		第1ベントフィルタ出口放射線 モニタ (高レンジ) 第1ベントフィルタ出口放射線 モニタ (低レンジ) 【放射線管理施設】	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定して
いない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-3-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (7/24)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散 の考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場合 の重要代替監視パラメータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 73 条) 原子炉圧力容器 内の温度	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A) 残留熱除去系熱交換器入口 温度	原子炉圧力容器温度 (S A)	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
(第 73 条) 原子炉圧力容器 内の圧力	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A) 原子炉圧力容器温度 (S A)	原子炉圧力	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。
	原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A) 原子炉圧力容器温度 (S A)	原子炉圧力 (S A)	常設	重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-3-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (8/24)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散 の考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場合 の重要代替監視パラメータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 73 条) 原子炉压力容器 内の水位	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (SA) 高压原子炉代替注水流量 代替注水流量 (常設) 低压原子炉代替注水流量 低压原子炉代替注水流量 (狭帯域 用) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高压炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低压炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) サプレッションチェンバ圧力 (SA)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 高压原子炉代替注水流量 代替注水流量 (常設) 低压原子炉代替注水流量 低压原子炉代替注水流量 (狭帯域 用) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高压炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低压炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) サプレッションチェンバ圧力 (SA)	原子炉水位 (SA)	常設	重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-3-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (9/24)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散 の考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場合 の重要代替監視パラメータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 73 条) 原子炉压力容器 への注水量	サプレッションプール水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)	高圧原子炉代替注水流量	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	低圧原子炉代替注水槽水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)	代替注水流量 (常設)	常設	
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	常設	
	サプレッションプール水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)	原子炉隔離時冷却ポンプ 出口流量	常設	
	サプレッションプール水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)	高圧炉心スプレイポンプ 出口流量	常設	
	サプレッションプール水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)	残留熱除去ポンプ出口流量	常設	
	サプレッションプール水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)	低圧炉心スプレイポンプ 出口流量	常設	
	サプレッションプール水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)	残留熱代替除去系 原子炉注水流量	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-3-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (10/24)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散 の考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場合 の重要代替監視パラメータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備(既設+新設)*3		
(第73条) 原子炉格納容器 への注水量	低圧原子炉代替注水槽水位 ドライウェル圧力(SA) サプレッションチェンパ圧力 (SA) ドライウェル水位 サプレッションプール水位 (SA) ペDESTAL水位	代替注水流量(常設)	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	ドライウェル圧力(SA) サプレッションチェンパ圧力 (SA) ドライウェル水位 サプレッションプール水位 (SA) ペDESTAL水位	格納容器代替スプレイ流量	常設	
	ペDESTAL水位 ドライウェル水位	ペDESTAL代替注水流量 ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)	常設	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	残留熱代替除去系 格納容器スプレイ流量	常設	

- 注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-3-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (11/24)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散 の考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 73 条) 原子炉格納容器 内の温度	主要パラメータの他チャンネル ペDESTAL温度 (SA) ドライウエル圧力 (SA) サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	ドライウエル温度 (SA)	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル温度 (SA) ドライウエル圧力 (SA) サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	ペDESTAL温度 (SA)	常設	
	主要パラメータの他チャンネル	ペDESTAL水温度 (SA)	常設	
	主要パラメータの他チャンネル サブプレッションプール水温度 (SA) サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	サブプレッションチェンバ温度 (SA)	常設	
	主要パラメータの他チャンネル サブプレッションチェンバ温度 (SA)	サブプレッションプール水温度 (SA)	常設	
(第 73 条) 原子炉格納容器 内の圧力	主要パラメータの他チャンネル サブプレッションチェンバ圧力 (SA) ドライウエル温度 (SA) ペDESTAL温度 (SA)	ドライウエル圧力 (SA)	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル圧力 (SA) サブプレッションチェンバ温度 (SA)	サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-3-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (12/24)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散 の考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 73 条) 原子炉格納容器 内の水位	サプレッションプール水位 (SA) 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) 格納容器代替スプレイ流量 ペDESTAL代替注水流量 ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) 低圧原子炉代替注水槽水位	ドライウエル水位	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) 格納容器代替スプレイ流量 ペDESTAL代替注水流量 ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) 低圧原子炉代替注水槽水位	サプレッションプール水位 (SA)	常設	
	主要パラメータの他チャンネル代替注水流量 (常設) 格納容器代替スプレイ流量 ペDESTAL代替注水流量 低圧原子炉代替注水槽水位	ペDESTAL水位	常設	
(第 73 条) 原子炉格納容器 内の水素濃度	格納容器水素濃度 (SA)	格納容器水素濃度 (B系)	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	格納容器水素濃度 (B系)	格納容器水素濃度 (SA)	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-3-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (13/24)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散 の考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)*3		
(第 73 条) 未臨界の維持又は監視	主要パラメータの他チャンネル 中間領域計装 出力領域計装	中性子源領域計装	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	主要パラメータの他チャンネル 中性子源領域計装 出力領域計装	中間領域計装	常設	
	主要パラメータの他チャンネル 中性子源領域計装 中間領域計装	出力領域計装	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-3-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (14/24)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場 合の重要代替監視パラメータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 73 条) 最終ヒートシンク の確保 (残留 熱代替除去系)	主要パラメータの他チャンネル サブプレッションチェンバ温度 (SA)	サブプレッションプール水温度 (SA)	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は、重要監視パラメータを計測 する設備と異なる物理量の計測又は 測定原理とすることで、重要監視パ ラメータを計測する設備に対して可 能な限り多様性を持った計測方法に より計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は、共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう、非 常用交流電源設備に対して多様性を 有する常設代替交流電源設備又は可 搬型代替交流電源設備から給電が可 能な設計とする。
	サブプレッションプール水温度 (SA)	残留熱除去系 熱交換器出口温度	常設	
	サブプレッションプール水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 残留熱代替除去系 格納容器スプレイ流量 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 原子炉圧力容器温度 (SA)	残留熱代替除去系 原子炉注水流量	常設	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 サブプレッションプール水温度 (SA) ドライウエル温度 (SA) サブプレッションチェンバ温度 (SA)	残留熱代替除去系 格納容器スプレイ流量	常設	

- 注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-3-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (15/24)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第73条) 最終ヒートシンク の確保 (格納 容器フィルタベ ント系)	主要パラメータの他チャンネル	スクラバ容器水位	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	主要パラメータの他チャンネル ドライウェル圧力 (SA) サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	スクラバ容器圧力	常設	
	主要パラメータの他チャンネル	スクラバ容器温度	常設	
	主要パラメータの他チャンネル	第1ベントフィルタ出口 放射線モニタ (高レンジ) 第1ベントフィルタ出口 放射線モニタ (低レンジ) 【放射線管理施設】	常設	
	主要パラメータの予備 格納容器水素濃度 (B系) 格納容器水素濃度 (SA)	第1ベントフィルタ 出口水素濃度	可搬	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-3-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (16/24)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ*1,*2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第 73 条) 最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)	原子炉圧力容器温度 (SA) サブプレッションプール水温度 (SA)	残留熱除去系 熱交換器入口温度	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	残留熱除去系 熱交換器入口温度 残留熱除去系 熱交換器冷却水流量	残留熱除去系 熱交換器出口温度	常設	
	残留熱除去ポンプ出口圧力	残留熱除去ポンプ出口流量	常設	
(第 73 条) 格納容器バイパスの監視 (原子炉圧力容器内の状態)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (SA)	常設	
	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度 (SA)	原子炉圧力	常設	
	原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度 (SA)	原子炉圧力 (SA)	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「一」とする。

*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-3-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (17/24)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場 合の重要代替監視パラメータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第73条) 格納容器バイ パスの監視 (原子炉格納 容器内の状 態)	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル圧力 (SA)	ドライウエル温度 (SA)	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は、重要監視パラメータを計測 する設備と異なる物理量の計測又は 測定原理とすることで、重要監視パ ラメータを計測する設備に対して可 可能な限り多様性を持った計測方法に より計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は、共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう、非 常用交流電源設備に対して多様性を 有する常設代替交流電源設備又は可 搬型代替交流電源設備から給電が可 可能な設計とする。
	主要パラメータの他チャンネル サブプレッションチェンバ圧力 (SA) ドライウエル温度 (SA)	ドライウエル圧力 (SA)	常設	
(第73条) 格納容器バイ パスの監視 (原子 炉建物内の状 態)	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	残留熱除去ポンプ出口圧力	常設	重要代替監視パラメータを計測する設 備は、重要監視パラメータを計測する 設備と異なる物理量の計測又は測定原 理とすることで、重要監視パラメータ を計測する設備に対して可能な限り多 様性を持った計測方法により計測でき る設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は、共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう、非 常用交流電源設備に対して多様性を 有する常設代替交流電源設備又は可 搬型代替交流電源設備から給電が可 可能な設計とする。
	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	低圧炉心スプレイポンプ 出口圧力	常設	

- 注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定して
 いない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-3-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (18/24)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 73 条) 水源の確保	代替注水流量 (常設) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) サプレッションプール水位 (SA) 低圧原子炉代替注水ポンプ出口 圧力	低圧原子炉代替注水槽水位	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。
	高圧原子炉代替注水流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	サプレッションプール水位 (SA)	常設	
(第 73 条) 原子炉建物内の 水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	原子炉建物水素濃度	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-3-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (19/24)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場 合の重要代替監視パラメータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 73 条) 原子炉格納容器 内の酸素濃度	格納容器酸素濃度 (SA) 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) ドライウエル圧力 (SA) サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	格納容器酸素濃度 (B系)	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は、重要監視パラメータを計測 する設備と異なる物理量の計測又は 測定原理とすることで、重要監視パ ラメータを計測する設備に対して可 能な限り多様性を持った計測方法に より計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。
	格納容器酸素濃度 (B系) 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) ドライウエル圧力 (SA) サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	格納容器酸素濃度 (SA)	常設	重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は、共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう、非 常用交流電源設備に対して多様性を 有する常設代替交流電源設備又は可 搬型代替交流電源設備から給電が可 能な設計とする。
(第 73 条) 発電所内の通信 連絡	—	安全パラメータ表示シス テム (SPDS)	常設	廃棄物処理建物及び緊急時対策所内 に設置する安全パラメータ表示シス テム (SPDS) の電源は、常設代 替交流電源設備又は可搬型代替交流 電源設備及び緊急時対策所用発電機 からの給電により使用することで、 非常用ディーゼル発電設備又は無停 電電源装置 (充電器等を含む。) に 対して多様性を有する設計とする。
(第 73 条) 温度、圧力、 水位、注水量の 計測・監視	各計器	可搬型計測器 【核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設と兼用】	可搬	—

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定し
ていない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-3-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (20/24)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散 の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準 事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 73 条) その他*4	ADS用N ₂ ガス供給圧力	ADS用N ₂ ガス減圧弁 二次側圧力	常設	—
	(N ₂ ガスポンベ圧力)	N ₂ ガスポンベ圧力	常設	
	(原子炉補機冷却水ポンプ出口圧 力)	原子炉補機冷却水ポンプ 出口圧力	常設	
	(RCW熱交換器出口温度)	RCW熱交換器出口温度	常設	
	(RCWサージタンク水位)	RCWサージタンク水位	常設	
	(C-メタクラ母線電圧)	C-メタクラ母線電圧	常設	
	(D-メタクラ母線電圧)	D-メタクラ母線電圧	常設	
	(HPCS-メタクラ母線電圧)	HPCS-メタクラ母線電圧	常設	
	(C-ロードセンタ母線電圧)	C-ロードセンタ母線電圧	常設	
	(D-ロードセンタ母線電圧)	D-ロードセンタ母線電圧	常設	
	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧	緊急用メタクラ電圧	常設	
	C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧	SAロードセンタ母線電圧	常設	
	(B1-115V系蓄電池(SA) 電圧)	B1-115V系蓄電池(SA) 電圧	常設	
	(A-115V系直流盤母線電圧)	A-115V系直流盤母線電圧	常設	
	(B-115V系直流盤母線電圧)	B-115V系直流盤母線電圧	常設	
	(230V系直流盤(常用)母線 電圧)	230V系直流盤(常用)母線電 圧	常設	
	A-115V系直流盤母線電圧 B-115V系直流盤母線電圧 HPCS系直流盤母線電圧	SA用115V系充電器盤蓄電池 電圧	常設	

- 注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定して
 いない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。
 *4：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

表3-3-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (21/24)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設 計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備（既設+新設）*3		
(第74条) 居住性の確保	(中央制御室遮蔽)	中央制御室遮蔽 【放射線管理施設】	常設	中央制御室空調換気系は、多重性を有する非常用ディーゼル発電設備からの給電が可能な設計とする。 中央制御室送風機及び中央制御室非常用再循環送風機は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とする。 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は、計測制御設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、電気的分離を図る設計とする。 無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）の電源は、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により使用することで、非常用ディーゼル発電設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置することで、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
	—	中央制御室待避室遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
	(中央制御室空調換気系)	中央制御室送風機 【放射線管理施設】	常設	
		中央制御室 非常用再循環送風機 【放射線管理施設】	常設	
		中央制御室 非常用再循環処理装置フィルタ 【放射線管理施設】	常設	
	—	中央制御室待避室正圧化装置 （空気ポンプ） 【放射線管理施設】	可搬	
	所内通信連絡設備 電力保安通信用電話設備	無線通信設備（固定型）	常設	
		衛星電話設備（固定型）	常設	
	—	プラントパラメータ監視装置 （中央制御室待避室）	可搬	
	—	中央制御室差圧計	常設	
	—	待避室差圧計	常設	
—	酸素濃度計	可搬		
—	二酸化炭素濃度計	可搬		

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：（ ）付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-3-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (22/24)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) ^{*3}		
(第 74 条) 照明の確保	非常用照明	LEDライト (三脚タイプ)	可搬	LEDライト (三脚タイプ) は、中央制御室の非常用照明と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。
(第 77 条) 発電所内の通信 連絡	所内通信連絡設備 電力保安通信用電話設備	有線式通信設備	可搬	無線通信設備のうち無線通信設備 (固定型) 及び衛星電話設備のうち衛星電話設備 (固定型) の電源は、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び緊急時対策所用発電機からの給電により使用することで、非常用ディーゼル発電設備又は無停電電源装置 (充電器等を含む。) からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、無線通信設備 (固定型) 及び衛星電話設備 (固定型) は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置することで、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 有線式通信設備の電源は、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、乾電池を使用することで、非常用ディーゼル発電設備又は無停電電源装置 (充電器等を含む。) からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、有線式通信設備は、中央制御室付近の廃棄物処理建物内に保管することで、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		無線通信設備 (固定型)	常設	
		無線通信設備 (固定型) ^{*4}	常設	
		無線通信設備 (携帯型)	可搬	
		衛星電話設備 (固定型)	常設	
		衛星電話設備 (固定型) ^{*4}	常設	
		衛星電話設備 (携帯型)	可搬	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「一」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。
 *4：緊急時対策所で使用するもの。

表3-3-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (23/24)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散 の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設 計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 77 条) 発電所内の通信 連絡 (つづき)	—	安全パラメータ表示システム (SPDS)	常設	<p>無線通信設備のうち無線通信設備 (携帯型) 及び衛星電話設備のうち衛星電話設備 (携帯型) の電源は、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、充電式電池を使用することで、非常用ディーゼル発電設備又は無停電電源装置 (充電器等を含む。) からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、無線通信設備 (携帯型) 及び衛星電話設備 (携帯型) は、緊急時対策所内に保管することで、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>無線通信設備、衛星電話設備及び有線式通信設備は、異なる通信方式を使用し、共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を有する設計とする。</p> <p>廃棄物処理建物及び緊急時対策所内に設置する安全パラメータ表示システム (SPDS) の電源は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び緊急時対策所用発電機からの給電により使用することで、非常用ディーゼル発電設備又は無停電電源装置 (充電器等を含む。) に対して多様性を有する設計とする。</p>

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-3-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (24/24)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設 計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 77 条) 発電所外の通信 連絡	—	衛星電話設備 (固定型) *4	常設	緊急時対策所内に設置するデータ伝 送設備の電源は、緊急時対策所用発 電機からの給電により使用すること で、非常用ディーゼル発電設備又は 無停電電源装置 (充電器等を含 む。) に対して多様性を有する設計 とする。
		衛星電話設備 (携帯型)	可搬	
		統合原子力防災ネットワーク に接続する通信連絡設備 (テ レレ会議システム, I P - 電 話機及び I P - F A X)	常設	
		データ伝送設備	常設	
(一) 重大事故等時に 対処するための 流路, 注水先, 注入先, 排出元 等	(原子炉压力容器)	原子炉压力容器 【原子炉冷却系統施設及び 原子炉格納施設と兼用】	常設	—
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器 【原子炉冷却系統施設, 原子 炉格納施設】	常設	
	(燃料プール)	燃料プール 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	
	—	原子炉建物原子炉棟 【原子炉格納施設】	常設	

- 注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定して
 いない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。
 *4：緊急時対策所で使用するもの。

表3-3-2 パラメータの推定手段 (1/2)

事故時の計装に関する手順等	
他チャンネルによる計測	<p>主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合において、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。</p>
計器故障時 代替パラメータによる推定	<p>主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。</p> <p>推定にあたり、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件、計測される値の不確かさ等を考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。</p> <p>代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度、中性子束、酸素濃度）により推定 ・ 水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及びポンプ出口圧力により推定 ・ 流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定 ・ 除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定 ・ 圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定 ・ 注水量を注水先の圧力から注水特性の関係により推定 ・ 未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定 ・ 酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定 ・ 水素濃度を装置の作動状況により推定 ・ エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定 ・ 原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定 ・ 燃料プールの状態を同一物理量（水位）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により、燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定 ・ 原子炉圧力容器内の圧力とサブプレッションチェンバの圧力の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定

表3-3-2 パラメータの推定手段 (2/2)

事故時の計装に関する手順等	
計器の計測範囲（把握能力）を超過した場合	<p>代替パラメータによる推定</p> <p>原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉压力容器の温度及び水位である。</p> <p>原子炉压力容器の温度及び水位の値が計器の計測範囲（把握能力）を超過した場合、発電用原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉压力容器内の温度のパラメータである原子炉压力容器温度が計測範囲を超える（500℃以上）場合は、可搬型計測器により原子炉压力容器温度を計測する。 原子炉压力容器内の水位のパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、高圧原子炉代替注水流量、残留熱代替除去系原子炉注水流量のうち、機器動作状態にある流量計より崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉压力容器内の水位を推定する。なお、原子炉压力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力（SA）とサブプレッションチェンバ圧力（SA）の差圧により、原子炉压力容器内の水位が燃料棒有効長頂部以上であることは、原子炉压力容器温度（SA）により推定可能である。
可搬型計測器による計測	<p>原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型計測器により計測することも可能である。</p>

表3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S A)	①主要パラメータの他チャンネル	<p>①原子炉圧力容器温度 (S A) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。</p> <p>②原子炉圧力容器温度 (S A) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。また、原子炉スクラム後、原子炉水位が燃料棒有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器温度を推定する。</p> <p>③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。</p> <p>推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。</p>
		②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (S A) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A)	
		③残留熱除去系熱交換器入口温度	

注記* : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

表3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (S A) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (S A) ③原子炉圧力容器温度 (S A)	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (S A) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度 (S A) により飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力 (S A)	①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A) ②原子炉圧力容器温度 (S A)	①原子炉圧力 (S A) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度 (S A) により飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。

注記*：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

表3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (S A) ③高压原子炉代替注水流量 ③代替注水流量 (常設) ③低压原子炉代替注水流量 ③低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ③原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ③高压炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱除去ポンプ出口流量 ③低压炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱代替除去系原子炉注水流量	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (S A) により推定する。 ③高压原子炉代替注水流量, 代替注水流量 (常設), 低压原子炉代替注水流量, 低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量, 高压炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱除去ポンプ出口流量, 低压炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱代替除去系原子炉注水流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A) とサブプレッションチェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。
	原子炉水位 (S A)	④原子炉圧力 ④原子炉圧力 (S A) ④サブプレッションチェンバ圧力 (S A)	推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉水位 (S A)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②高压原子炉代替注水流量 ②代替注水流量 (常設) ②低压原子炉代替注水流量 ②低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ②高压炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱除去ポンプ出口流量 ②低压炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱代替除去系原子炉注水流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (S A) ③サブプレッションチェンバ圧力 (S A)	①原子炉水位 (S A) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ②高压原子炉代替注水流量, 代替注水流量 (常設), 低压原子炉代替注水流量, 低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量, 高压炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱除去ポンプ出口流量, 低压炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱代替除去系原子炉注水流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A) とサブプレッションチェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。
			推定は, 原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位を優先する。

注記* : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

表3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	高压原子炉代替注水流量	①サブプレッションプール水位 (S A) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A)	①高压原子炉代替注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッションチェンバのプール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高压原子炉代替注水流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッションプール水位 (S A) を優先する。
	代替注水流量 (常設)	①低压原子炉代替注水槽水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A)	①代替注水流量 (常設) の監視が不可能となった場合は、水源である低压原子炉代替注水槽水位の水量変化により注水量を推定する。なお、低压原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により代替注水流量 (常設) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい低压原子炉代替注水槽水位を優先する。
	低压原子炉代替注水流量 低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (S A)	①低压原子炉代替注水流量、低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用) の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位の水位変化により注水量を推定する。
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	①サブプレッションプール水位 (S A) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A)	①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッションチェンバのプール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッションプール水位 (S A) を優先する。
	高压炉心スプレイポンプ出口流量	①サブプレッションプール水位 (S A) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A)	①高压炉心スプレイポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッションチェンバのプール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高压炉心スプレイポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッションプール水位 (S A) を優先する。
	残留熱除去ポンプ出口流量	①サブプレッションプール水位 (S A) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A)	①残留熱除去ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッションチェンバのプール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去ポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッションプール水位 (S A) を優先する。
	低压炉心スプレイポンプ出口流量	①サブプレッションプール水位 (S A) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A)	①低压炉心スプレイポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッションチェンバのプール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低压炉心スプレイポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッションプール水位 (S A) を優先する。
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	①サブプレッションプール水位 (S A) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A)	①残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッションチェンバのプール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッションプール水位 (S A) を優先する。

注記* : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

表3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (常設)	①低圧原子炉代替注水槽水位	①代替注水流量 (常設) の監視が不可能となった場合は、水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により注水量を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先のドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッションチェンバ圧力 (SA) より代替注水流量 (常設) を推定する。 ②注水先のドライウエル水位、サブプレッションプール水位 (SA) 及びペDESTAL水位の水位変化により代替注水流量 (常設) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい低圧原子炉代替注水槽水位を優先する。
		②ドライウエル圧力 (SA) ②サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	
		②ドライウエル水位 ②サブプレッションプール水位 (SA) ②ペDESTAL水位	
	格納容器代替スプレイ流量	①ドライウエル圧力 (SA) ①サブプレッションチェンバ圧力 (SA) ①ドライウエル水位 ①サブプレッションプール水位 (SA) ①ペDESTAL水位	①格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、注水先のドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッションチェンバ圧力 (SA) より格納容器代替スプレイ流量を推定する。 ①注水先のドライウエル水位、サブプレッションプール水位 (SA) 及びペDESTAL水位の変化により注水量を推定する。
ペDESTAL代替注水流量 ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)	①ペDESTAL水位 ①ドライウエル水位	①ペDESTAL代替注水流量、ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) の監視が不可能となった場合は、注水先のペDESTAL水位及びドライウエル水位の変化により注水量を推定する。	
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ①残留熱代替除去ポンプ出口圧力	①残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。	

注記* : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

表3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②ペDESTAL温度 (SA)	①ドライウエル温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル温度 (SA) の監視が不可能となった場合には、ペDESTAL温度 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力 (SA) によりドライウエル温度 (SA) を推定する。 ④サブプレッションチェンバ圧力 (SA) により、上記③と同様にドライウエル温度 (SA) を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③ドライウエル圧力 (SA) ④サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	
	ペDESTAL温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル温度 (SA)	①ペDESTAL温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ペDESTAL温度 (SA) の監視が不可能となった場合には、ドライウエル温度 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力 (SA) によりペDESTAL温度 (SA) を推定する。 ④サブプレッションチェンバ圧力 (SA) により、上記③と同様にペDESTAL温度 (SA) を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③ドライウエル圧力 (SA) ④サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	
	ペDESTAL水温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	①ペDESTAL水温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
サブプレッションチェンバ温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッションプール水温度 (SA)	①サブプレッションチェンバ温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッションチェンバ温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッションプール水温度 (SA) によりサブプレッションチェンバ温度 (SA) を推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッションチェンバ圧力 (SA) によりサブプレッションチェンバ温度 (SA) を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
	③サブプレッションチェンバ圧力 (SA)		
サブプレッションプール水温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッションチェンバ温度 (SA)	①サブプレッションプール水温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッションプール水温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッションチェンバ温度 (SA) によりサブプレッションプール水温度 (SA) を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	

注記*：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

表3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	①ドライウエル圧力 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッションチェンバ圧力 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度 (SA) , ペDESTAL温度 (SA) によりドライウエル圧力 (SA) を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③ドライウエル温度 (SA) ③ペDESTAL温度 (SA)	
	サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 (SA)	①サブプレッションチェンバ圧力 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッションチェンバ圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッションチェンバ温度 (SA) によりサブプレッションチェンバ圧力 (SA) を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③サブプレッションチェンバ温度 (SA)	

注記* : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

表3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	ドライウェル水位	①サブプレッションプール水位 (SA) ②代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペDESTAL代替注水流量 ②ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) ③低圧原子炉代替注水槽水位	①原子炉格納容器下部注水の停止判断に用いるドライウェル水位計の監視が不可能となった場合は、サブプレッションプール水位 (SA) により推定する。 ②ドライウェル水位の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 格納容器代替スプレイ流量, ペDESTAL代替注水流量, ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態にある流量により, ドライウェル水位を推定する。 ③水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により, ドライウェル水位を推定する。なお, 低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は, サブプレッションプール水位 (SA) を優先する。
	サブプレッションプール水位 (SA)	①代替注水流量 (常設) ①低圧原子炉代替注水流量 ①低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ①格納容器代替スプレイ流量 ①ペDESTAL代替注水流量 ①ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) ②低圧原子炉代替注水槽水位 ③ [サブプレッションプール水位] *2	①サブプレッションプール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は, 代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 格納容器代替スプレイ流量, ペDESTAL代替注水流量, ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態にある流量により, サブプレッションプール水位 (SA) を推定する。 ②水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により, サブプレッションプール水位 (SA) を推定する。なお, 低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ③監視可能であればサブプレッションプール水位 (常用計器) により, 水位を推定する。 推定は, 代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 格納容器代替スプレイ流量, ペDESTAL代替注水流量, ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) を優先する。
	ペDESTAL水位	①主要パラメータの他チャンネル ②代替注水流量 (常設) ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペDESTAL代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水槽水位	①ペDESTAL水位の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②ペDESTAL水位の監視が不可能になった場合は, 代替注水流量 (常設), 格納容器代替スプレイ流量, ペDESTAL代替注水流量により, ペDESTAL水位を推定する。 ③水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により, ペDESTAL水位を推定する。なお, 低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。

注記*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

表3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器水素濃度 (B系)	①格納容器水素濃度 (SA) ② [格納容器水素濃度 (A系)] *2	①格納容器水素濃度 (B系) の監視が不可能となった場合は、格納容器水素濃度 (SA) により推定する。 ②監視可能であれば格納容器水素濃度 (A系) (常用計器) により、水素濃度を推定する。 推定は、格納容器水素濃度 (SA) を優先する。
	格納容器水素濃度 (SA)	①格納容器水素濃度 (B系) ② [格納容器水素濃度 (A系)] *2	①格納容器水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器水素濃度 (B系) により推定する。 ②監視可能であれば格納容器水素濃度 (A系) (常用計器) により、水素濃度を推定する。 推定は、格納容器水素濃度 (B系) を優先する。
原子炉格納容器内の 放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	①主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] *2	①格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ)	①主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] *2	①格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

注記*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

表3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (10/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	中性子源領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②中間領域計装 ③出力領域計装	①中性子源領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②中性子源領域計装の監視が不可能になった場合は、中間領域計装、出力領域計装により推定する。 ③制御棒手動操作・監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③ [制御棒手動操作・監視系] *2	
	中間領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②中性子源領域計装 ③出力領域計装	①中間領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②中間領域計装の監視が不可能になった場合は、中性子源領域計装、出力領域計装により推定する。 ③制御棒手動操作・監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③ [制御棒手動操作・監視系] *2	
出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②中性子源領域計装 ③中間領域計装	①出力領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②出力領域計装の監視が不可能になった場合は、中性子源領域計装、中間領域計装により推定する。 ③制御棒手動操作・監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
	③ [制御棒手動操作・監視系] *2		
	[制御棒手動操作・監視系] *2	①中性子源領域計装 ②中間領域計装 ③出力領域計装	①制御棒手動操作・監視系（有効監視パラメータ）の監視が不可能になった場合は、中性子源領域計装により推定する。 ②中間領域計装により推定する。 ③出力領域計装により推定する。 推定は、低出力領域を監視する中性子源領域計装を優先する。

注記*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

表3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (11/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保 残留熱代替除去系	サブプレッションプール水温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッションチェンバ温度 (SA)	①サブプレッションプール水温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッションプール水温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッションチェンバ温度 (SA) によりサブプレッションプール水温度 (SA) を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①サブプレッションプール水温度 (SA)	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価からサブプレッションプール水温度 (SA) により推定する。
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	①サブプレッションプール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッションプール水位 (SA) の変化により注水量を推定する。 ②残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。
		③残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 ③残留熱代替除去ポンプ出口圧力	③残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を差し引いて、残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。
		④原子炉圧力容器温度 (SA)	④原子炉圧力容器温度 (SA) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は、注水先の原子炉水位を優先する。
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ①残留熱代替除去ポンプ出口圧力	①残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。	
	②サブプレッションプール水温度 (SA) ②ドライウエル温度 (SA) ②サブプレッションチェンバ温度 (SA)	②残留熱代替除去系による冷却において、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、サブプレッションプール水温度 (SA)、ドライウエル温度 (SA)、サブプレッションチェンバ温度 (SA) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は、残留熱代替除去系原子炉注水流量、残留熱代替除去ポンプ出口圧力を優先する。	

注記*：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

表3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (12/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法	
最終ヒートシンクの確保	格納容器フィルタベント系	スクラバ容器水位	①主要パラメータの他チャンネル ①スクラバ容器水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
		スクラバ容器圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウェル圧力 (SA) ②サブプレッションチェンバ圧力 (SA) 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
		スクラバ容器温度	①主要パラメータの他チャンネル ①スクラバ容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
		第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ)	①主要パラメータの他チャンネル ①第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
		第1ベントフィルタ出口水素濃度	①主要パラメータの予備 ②格納容器水素濃度 (B系) ②格納容器水素濃度 (SA) ①第1ベントフィルタ出口水素濃度が故障した場合は、予備の第1ベントフィルタ出口水素濃度により推定する。 ②第1ベントフィルタ出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器フィルタベント系の配管内を通過することから、格納容器水素濃度 (B系) 及び格納容器水素濃度 (SA) により推定する。 推定は、主要パラメータの予備を優先する。	
	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 (SA) ①サブプレッションプール水温度 (SA) ①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度 (SA) サブプレッションプール水温度 (SA) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。	
		残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能になった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は、残留熱除去系熱交換器入口温度を優先する。
			②残留熱除去系熱交換器冷却水流量	
	残留熱除去ポンプ出口流量	①残留熱除去ポンプ出口圧力 ①残留熱除去ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去ポンプ出口圧力から残留熱除去ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去ポンプ出口流量が確保されていることを推定する。		

注記*：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

表3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (13/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (S A) により推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		原子炉水位 (S A)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (S A) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (S A) ③原子炉圧力容器温度 (S A)
		原子炉圧力 (S A)	①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A) ②原子炉圧力容器温度 (S A)
	原子炉格納容器内の状態	ドライウエル温度 (S A)	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 (S A)
ドライウエル圧力 (S A)		①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッションチェンバ圧力 (S A) ③ドライウエル温度 (S A)	①ドライウエル圧力 (S A) の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル圧力 (S A) の監視が不可能となった場合は, サプレッションチェンバ圧力 (S A) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度 (S A) によりドライウエル圧力 (S A) を推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。

注記*: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

表3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (14/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	残留熱除去ポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (S A)	①残留熱除去ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②残留熱除去ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は、原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) を優先する。
		② [エリア放射線モニタ] *2	
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (S A)	
		② [エリア放射線モニタ] *2	
原子炉建物内の状態			

注記*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

表3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (15/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	①代替注水流量 (常設) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②サブプレッションプール水位 (SA) ②低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	①低圧原子炉代替注水槽水位の監視が不可能となった場合は、低圧原子炉代替注水槽を水源とする代替注水流量 (常設) から低圧原子炉代替注水槽水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位又はサブプレッションプール水位 (SA) の水位変化により低圧原子炉代替注水槽水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力から低圧原子炉代替注水ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを推定する。 推定は、低圧原子炉代替注水槽を水源とするポンプの代替注水流量 (常設) を優先する。
	サブプレッションプール水位 (SA)	①高圧原子炉代替注水流量 ①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ①高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱除去ポンプ出口流量 ①低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 ②高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱除去ポンプ出口圧力 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ③ [サブプレッションプール水位] *2	①サブプレッションプール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッションプールの水位容量曲線を用いて、原子炉圧力容器へ注水する高圧原子炉代替注水流量、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱代替除去系原子炉注水流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サブプレッションチェンバのプールを水源とする原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱除去ポンプ出口圧力、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱代替除去ポンプ出口圧力から原子炉隔離時冷却ポンプ、高圧炉心スプレイポンプ、残留熱除去ポンプ、低圧炉心スプレイポンプ、残留熱代替除去ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッションプール水位 (SA) が確保されていることを推定する。 ③監視可能であればサブプレッションプール水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、サブプレッションチェンバのプールを水源とするポンプの注水量を優先する。

注記*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

表3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (16/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル	①原子炉建物水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉建物水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の温度差により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②静的触媒式水素処理装置入口温度 ②静的触媒式水素処理装置出口温度	
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度 (B系)	①格納容器酸素濃度 (SA) ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) ②格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) ②ドライウエル圧力 (SA) ②サブプレッションチェンバ圧力 (SA) ③ [格納容器酸素濃度 (A系)] *2	①格納容器酸素濃度 (B系) の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度 (SA) により推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器酸素濃度 (B系) を推定する。 ②ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッションチェンバ圧力 (SA) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ③監視可能であれば格納容器酸素濃度 (A系) (常用計器) により、酸素濃度を推定する。 推定は、格納容器酸素濃度 (SA) を優先する。
	格納容器酸素濃度 (SA)	①格納容器酸素濃度 (B系) ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) ②格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) ②ドライウエル圧力 (SA) ②サブプレッションチェンバ圧力 (SA) ③ [格納容器酸素濃度 (A系)] *2	①格納容器酸素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度 (B系) により推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器酸素濃度 (SA) を推定する。 ②ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッションチェンバ圧力 (SA) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ③監視可能であれば格納容器酸素濃度 (A系) (常用計器) により、酸素濃度を推定する。 推定は、格納容器酸素濃度 (B系) を優先する。

注記*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

表3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (17/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
燃料プールの監視	燃料プール水位 (SA)	①燃料プール水位・温度 (SA) ②燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) ②燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) ③燃料プール監視カメラ (SA)	①燃料プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位・温度 (SA) により燃料プール水位を推定する。 ②燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA), 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) により燃料プール水位を推定する。 ③燃料プール監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。 推定は、燃料プール水位・温度 (SA) を優先する。
	燃料プール水位・温度 (SA)	①燃料プール水位 (SA) ②燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) ②燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) ③燃料プール監視カメラ (SA)	①燃料プール水位・温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位 (SA) により水位・温度を推定する。 ②燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA), 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) にて燃料プールの状態を判断した後、燃料プールの水位を推定する。 ③燃料プール監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。 推定は、燃料プール水位 (SA) を優先する。
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA)	①燃料プール水位 (SA) ①燃料プール水位・温度 (SA) ②燃料プール監視カメラ (SA)	①燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA), 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位 (SA), 燃料プール水位・温度 (SA) にて水位を計測した後、水位と放射線率の関係により放射線量率を推定する。 ②燃料プール監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。 推定は、燃料プールを直接監視する燃料プール水位 (SA), 燃料プール水位・温度 (SA) を優先する。
	燃料プール監視カメラ (SA)	①燃料プール水位 (SA) ①燃料プール水位・温度 (SA) ①燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) ①燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA)	①燃料プール監視カメラ (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位 (SA), 燃料プール水位・温度 (SA), 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA), 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) にて、燃料プールの状態を推定する。

注記* : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

表3-4-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (1/10)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 63 条) 格納容器フィル タベント系によ る原子炉格納容 器内の減圧及び 除熱	残留熱除去系 (格納容器冷却モ ード) 原子炉補機冷却系 (原子炉補機 海水系を含む。)	第1ベントフィルタ スクラバ容器 【原子炉冷却系統施設】	常設	格納容器フィルタベント系は、残留 熱除去系 (格納容器冷却モード) 及 び原子炉補機冷却系 (原子炉補機海 水系を含む。) と共通要因によって 同時に機能を損なわないよう、ポン プ及び熱交換器を使用せず最終的 な熱の逃がし場である大気へ熱を輸 送できる設計とすることで、残留熱 除去系及び原子炉補機冷却系 (原子 炉補機海水系を含む。) に対して、 多様性を有する設計とする。 また、格納容器フィルタベント系 は、排出経路に設置される隔離弁の 電動弁を常設代替交流電源設備若し くは可搬型代替交流電源設備からの 給電による遠隔操作を可能とすること 又は遠隔手動弁操作機構を用いた 人力による遠隔操作を可能とすること で、非常用ディーゼル発電設備から の給電により駆動する残留熱除去 系 (格納容器冷却モード) 及び原子 炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を 含む。) に対して、多様性を有する 設計とする。 格納容器フィルタベント系の第1ベ ントフィルタスクラバ容器及び第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器は 第1ベントフィルタ格納槽内に、圧 力開放板は原子炉建物近傍の屋外に 設置し、原子炉建物内の残留熱除去 ポンプ、残留熱除去系熱交換器、原 子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機 冷却系熱交換器及び屋外の原子炉補 機海水ポンプと異なる区画に設置す ることで、共通要因によって同時に 機能を損なわないよう位置的分散を 図った設計とする。
		第1ベントフィルタ 銀ゼオライト容器 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		圧力開放板 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		遠隔手動弁操作機構 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		第1ベントフィルタ 格納槽遮蔽	常設	
	配管遮蔽	常設		
	可搬式窒素供給装置 【原子炉冷却系統施設】	可搬		
—	第1ベントフィルタ出口放射線 モニタ (高レンジ) 第1ベントフィルタ出口放射線 モニタ (低レンジ)	常設	格納容器フィルタベント系は、除熱 手段の多様性及び機器の位置的分散 によって、残留熱除去系及び原子炉 補機冷却系 (原子炉補機海水系を含 む。) に対して独立性を有する設計 とする。	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-4-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (2/10)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 65 条) 格納容器フィル タベント系によ る原子炉格納容 器内の減圧及び 除熱	—	第1ベントフィルタ スクラバ容器 【原子炉格納施設】	常設	<p>残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。</p> <p>格納容器フィルタベント系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。また、格納容器フィルタベント系は、可搬型代替交流電源設備又は人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、残留熱代替除去系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。</p> <p>残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプは原子炉建物付属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッションチェンバは原子炉建物原子炉棟内に設置し、格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。</p>
		第1ベントフィルタ 銀ゼオライト容器 【原子炉格納施設】	常設	
		圧力開放板 【原子炉格納施設】	常設	
		遠隔手動弁操作機構 【原子炉格納施設】	常設	
		第1ベントフィルタ 格納槽遮蔽	常設	
		配管遮蔽	常設	
		可搬式窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬	
第1ベントフィルタ出口放射線 モニタ (高レンジ) 第1ベントフィルタ出口放射線 モニタ (低レンジ)	常設			

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-4-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (3/10)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 67 条) 格納容器フィル タベント系によ る原子炉格納容 器内の水素ガス 及び酸素ガスの 排出	可燃性ガス濃度制御系	第1ベントフィルタ スクラバ容器 【原子炉格納施設】	常設	格納容器フィルタベント系は、非常 用交流電源設備に対して多様性を有 する常設代替交流電源設備又は可搬 型代替交流電源設備からの給電によ り駆動できる設計とする。
		第1ベントフィルタ 銀ゼオライト容器 【原子炉格納施設】	常設	
		圧力開放板 【原子炉格納施設】	常設	
	—	遠隔手動弁操作機構 【原子炉格納施設】	常設	
		第1ベントフィルタ 格納槽遮蔽	常設	
		配管遮蔽	常設	
		可搬式窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬	
		第1ベントフィルタ出口水素 濃度 【計測制御系統施設】	可搬	
		第1ベントフィルタ出口放射 線モニタ (高レンジ) 第1ベントフィルタ出口放射 線モニタ (低レンジ)	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-4-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (4/10)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 68 条) 格納容器フィル タベント系によ る原子炉格納容 器内の水素ガス の排出	—	第1ベントフィルタ スクラバ容器 【原子炉格納施設】	常設	格納容器フィルタベント系は、非常 用交流電源設備に対して多様性を有 する常設代替交流電源設備又は可搬 型代替交流電源設備からの給電によ り駆動できる設計とする。
		第1ベントフィルタ 銀ゼオライト容器 【原子炉格納施設】	常設	
		圧力開放板 【原子炉格納施設】	常設	
		遠隔手動弁操作機構 【原子炉格納施設】	常設	
		第1ベントフィルタ 格納槽遮蔽	常設	
		配管遮蔽	常設	
		可搬式窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬	
		第1ベントフィルタ 出口水素濃度 【計測制御系統施設】	可搬	
		第1ベントフィルタ出口放射線 モニタ (高レンジ) 第1ベントフィルタ出口放射線 モニタ (低レンジ)	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-4-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (5/10)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 69 条) 燃料プールの監視	(燃料プール水位・温度 (SA)) 燃料プール水位 燃料プール温度 燃料プール冷却ポンプ入口温度 原子炉建物放射線モニタ (燃料取替階エリア) 燃料取替階放射線モニタ	燃料プール水位 (SA) 【核燃料物質の取扱施設及び貯 蔵施設】	常設	燃料プール水位 (SA), 燃料プー ル水位・温度 (SA), 燃料プー ルエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA), 燃料プールエリア放射線 モニタ (低レンジ) (SA), 燃料 プール監視カメラ (SA) 及び燃料 プール監視カメラ用冷却設備は, 燃 料プール水位, 燃料プール温度, 燃 料プール冷却ポンプ入口温度, 原 子炉建物放射線モニタ (燃料取替階 エリア) 及び燃料取替階放射線モニ タと共通要因によって同時に機能 を損なわないよう, 燃料プール水 位・温度 (SA) は, 非常用交流電 源設備に対して, 多様性を有する 所内常設蓄電式直流電源設備又 は可搬型直流電源設備から給電が 可能な設計とし, 燃料プールエ リア放射線モニタ (高レンジ) (SA), 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) 及び燃料プー ル監視カメラ (SA) は, 非常用交 流電源設備に対して, 多様性を有 する常設代替直流電源設備又は可 搬型直流電源設備から給電が可能 な設計とする。
		燃料プール水位・温度 (SA) 【核燃料物質の取扱施設及び貯 蔵施設】	常設	
		燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA)	常設	
		燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却 設備を含む。) 【核燃料物質の取扱施設及び貯 蔵施設】	常設	

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3 : 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

表3-4-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (6/10)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散 の考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場合 の重要代替監視パラメータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 73 条) 原子炉格納容器 内の放射線量率	主要パラメータの他チャンネル	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。
	主要パラメータの他チャンネル	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ)	常設	重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
(第 73 条) 最終ヒートシンク の確保 (格納 容器フィルタベ ント系)	主要パラメータの他チャンネル	スクラバ容器水位 【計測制御系統施設】	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。
	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル圧力 (SA) サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	スクラバ容器圧力 【計測制御系統施設】	常設	重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。
	主要パラメータの他チャンネル	スクラバ容器温度 【計測制御系統施設】	常設	重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	主要パラメータの他チャンネル	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ)	常設	
	主要パラメータの予備 格納容器水素濃度 (B系) 格納容器水素濃度 (SA)	第1ベントフィルタ 出口水素濃度 【計測制御系統施設】	可搬	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-4-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (7/10)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場 合の重要代替監視パラメータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 73 条) 燃料プールの監 視	燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) 燃料プール監視カメラ (SA)	燃料プール水位 (SA) 【核燃料物質の取扱施設及び 貯蔵施設】	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は、重要監視パラメータを計測 する設備と異なる物理量の計測又は 測定原理とすることで、重要監視パ ラメータを計測する設備に対して可 能な限り多様性を持った計測方法に より計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は、共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう、非 常用交流電源設備に対して多様性を 有する常設代替交流電源設備又は可 搬型代替交流電源設備から給電が可 能な設計とする。
	燃料プール水位 (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) 燃料プール監視カメラ (SA)	燃料プール水位・温度 (SA) 【核燃料物質の取扱施設及び 貯蔵施設】	常設	
	燃料プール水位 (SA) 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール監視カメラ (SA)	燃料プールエリア放射線モニ タ (高レンジ) (SA) 燃料プールエリア放射線モニ タ (低レンジ) (SA)	常設	
	燃料プール水位 (SA) 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA)	燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用 冷却設備を含む。) 【核燃料物質の取扱施設及び 貯蔵施設】	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定し
ていない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-4-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (8/10)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容	
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3			
(第 74 条) 居住性の確保	(中央制御室遮蔽)	中央制御室遮蔽	常設	<p>多重性又は多様性及び位置的分散の考慮内容</p> <p>中央制御室空調換気系は、多重性を有する非常用ディーゼル発電設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>中央制御室送風機及び中央制御室非常用再循環送風機は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とする。</p> <p>プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室) は、計測制御設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、電気的分離を図る設計とする。</p> <p>無線通信設備 (固定型) 及び衛星電話設備 (固定型) の電源は、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により使用することで、非常用ディーゼル発電設備及び無停電電源装置 (充電器等を含む。) からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、無線通信設備 (固定型) 及び衛星電話設備 (固定型) は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置することで、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p>	
	—	中央制御室待避室遮蔽	常設		
	(中央制御室空調換気系)	—	中央制御室送風機		常設
			中央制御室非常用再循環送風機		常設
			中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ		常設
	—	中央制御室待避室正圧化装置 (空気ポンプ)	可搬		
	所内通信連絡設備 電力保安通信用電話設備	—	無線通信設備 (固定型) 【計測制御系統施設】		常設
			衛星電話設備 (固定型) 【計測制御系統施設】		常設
	—	プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室) 【計測制御系統施設】	可搬		
	—	中央制御室差圧計 【計測制御系統施設】	常設		
	—	待避室差圧計 【計測制御系統施設】	常設		
	—	酸素濃度計 【計測制御系統施設】	可搬		
—	二酸化炭素濃度計 【計測制御系統施設】	可搬			

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-4-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (9/10)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 75 条) 放射線量の代替 測定	モニタリングポスト	可搬式モニタリングポスト	可搬	可搬式モニタリングポストは、屋外のモニタリングポストと離れた第1保管エリア及び第4保管エリアに分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
(第 75 条) 放射能観測車の 代替測定装置	放射能観測車	可搬式ダスト・よう素サンプラ	可搬	放射能測定装置は、屋外に保管する放射能観測車と離れた緊急時対策所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		NaIシンチレーションサーベイメータ	可搬	
		GM汚染サーベイメータ	可搬	
(第 75 条) 気象観測設備の 代替測定	気象観測設備	可搬式気象観測装置	可搬	可搬式気象観測装置は、屋外の気象観測設備と離れた第1保管エリア及び第4保管エリアに分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
(第 75 条) 放射線量の測定	—	可搬式モニタリングポスト	可搬	小型船舶は、予備と分散して第1保管エリア及び第4保管エリアに保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		電離箱サーベイメータ	可搬	
		小型船舶	可搬	
(第 75 条) 放射性物質濃度 (空気中・水中・土壌中) 及び海上モニタリング	—	可搬式ダスト・よう素サンプラ	可搬	小型船舶は、予備と分散して第1保管エリア及び第4保管エリアに保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		NaIシンチレーションサーベイメータ	可搬	
		GM汚染サーベイメータ	可搬	
		α ・ β 線サーベイメータ	可搬	
		小型船舶	可搬	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-4-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (10/10)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 76 条) 居住性の確保 (緊急時対策 所)	—	緊急時対策所遮蔽	常設	緊急時対策所は、中央制御室から独立した建物と一体の遮蔽及び換気空調設備として、緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、空気ポンベ加圧設備 (空気ポンベ)、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬式エリア放射線モニタを有し、換気空調設備の電源を緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。これらは中央制御室に対して独立性を有した設備により居住性を確保できる設計とする。 緊急時対策所、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、空気ポンベ加圧設備 (空気ポンベ)、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬式エリア放射線モニタは、中央制御室とは離れた建物に保管又は設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		緊急時対策所空気浄化送風機	可搬	
		緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	可搬	
		空気ポンベ加圧設備 (空気ポンベ)	可搬	
		差圧計	常設	
		酸素濃度計【緊急時対策所】	可搬	
		二酸化炭素濃度計【緊急時対策所】	可搬	
		可搬式エリア放射線モニタ	可搬	
		可搬式モニタリングポスト	可搬	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (1/13)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) ^{*3}		
(第 64 条) 格納容器代替ス プレイ系 (常 設) による原子 炉格納容器内の 冷却	残留熱除去系 (格納容器冷却モード)	低圧原子炉代替注水ポンプ	常設	格納容器代替スプレイ系 (常設) は、残留熱除去系 (格納容器冷却モード) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電により駆動できることで、非常用所内電気設備を経由した非常用ディーゼル発電設備からの給電により駆動する残留熱除去ポンプを用いた残留熱除去系 (格納容器冷却モード) に対して多様性を有する設計とする。 格納容器代替スプレイ系 (常設) の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用ディーゼル発電設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、格納容器代替スプレイ系 (常設) の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。
	サブプレッションチェンバ	低圧原子炉代替注水槽 [水源]	常設	また、格納容器代替スプレイ系 (常設) は、低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで、サブプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系 (格納容器冷却モード) に対して異なる水源を有する設計とする。 低圧原子炉代替注水ポンプ及び低圧原子炉代替注水槽は、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及びサブプレッションチェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。格納容器代替スプレイ系 (常設) は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、格納容器代替スプレイ系 (常設) は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (格納容器冷却モード) に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3 : 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (2/13)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 64 条) 格納容器代替 スプレイ系 (可搬型) に よる原子炉格 納容器内の冷 却	残留熱除去系 (格納容器冷却モード)	大量送水車	可搬	<p>格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は、残留熱除去系 (格納容器冷却モード) 及び格納容器代替スプレイ系 (常設) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、大量送水車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系 (格納容器冷却モード) 及び格納容器代替スプレイ系 (常設) に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>格納容器代替スプレイ系 (可搬型) の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用ディーゼル発電設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、格納容器代替スプレイ系 (可搬型) の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>また、格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は、代替淡水源を水源とすることで、サブレッションチェンバを水源とする残留熱除去系 (格納容器冷却モード) 及び低圧原子炉代替注水槽を水源とする格納容器代替スプレイ系 (常設) に対して異なる水源を有する設計とする。大量送水車は、原子炉建物及び原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及び原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内の低圧原子炉代替注水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。</p>
		可搬型ストレーナ	可搬	<p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (格納容器冷却モード) に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p>

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「一」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (3/13)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 64 条) 残留熱除去系 (格納容器冷却 モード) による 原子炉格納容器 内の冷却	(残留熱除去系 (格納容器冷却モード))	残留熱除去ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(サブプレッションチェンバ)	サブプレッションチェンバ [水源]	常設	
(第 64 条) 残留熱除去 (サブ プレッションプ ール水冷却モー ド) による原子 炉格納容器内の 冷却	(残留熱除去系 (サブプレッショ ンプール水冷却モード))	残留熱除去ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(サブプレッションチェンバ)	サブプレッションチェンバ [水源]	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については，【 】内に設備区分を示す。

表3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (4/13)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 65 条) 格納容器フィル タベント系によ る原子炉格納容 器内の減圧及び 除熱	—	第1ベントフィルタ スクラバ容器	常設	<p>残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。</p> <p>格納容器フィルタベント系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。また、格納容器フィルタベント系は、可搬型代替交流電源設備又は人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、残留熱代替除去系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。</p> <p>残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプは原子炉建物付属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッションチェンバは原子炉建物原子炉棟内に設置し、格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。</p>
		第1ベントフィルタ 銀ゼオライト容器	常設	
		圧力開放板	常設	
		遠隔手動弁操作機構	常設	
		第1ベントフィルタ 格納槽遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		可搬式窒素供給装置	可搬	
		第1ベントフィルタ出口放射線 モニタ (高レンジ) 第1ベントフィルタ出口放射線 モニタ (低レンジ) 【放射線管理施設】	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (5/13)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 65 条) 残留熱代替除去系による原子炉 格納容器内の減 圧及び除熱	—	残留熱代替除去ポンプ	常設	残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。
		残留熱除去系熱交換器	常設	残留熱代替除去系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。 残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、格納容器フィルタベント系から離れた屋外に分散して保管することで、格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、互いに異なる複数箇所に設置し、かつ格納容器フィルタベント系との隔離を考慮した設計とする。残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプは原子炉建物付属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッションチェンバは原子炉建物原子炉棟内に設置し、格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		移動式代替熱交換設備 【原子炉冷却系統施設】	可搬	残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、格納容器フィルタベント系から離れた屋外に分散して保管することで、格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、互いに異なる複数箇所に設置し、かつ格納容器フィルタベント系との隔離を考慮した設計とする。残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプは原子炉建物付属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッションチェンバは原子炉建物原子炉棟内に設置し、格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		大型送水ポンプ車 【原子炉冷却系統施設】	可搬	残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、格納容器フィルタベント系から離れた屋外に分散して保管することで、格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、互いに異なる複数箇所に設置し、かつ格納容器フィルタベント系との隔離を考慮した設計とする。残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプは原子炉建物付属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッションチェンバは原子炉建物原子炉棟内に設置し、格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		移動式代替熱交換設備 ストレーナ 【原子炉冷却系統施設】	可搬	残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、格納容器フィルタベント系から離れた屋外に分散して保管することで、格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、互いに異なる複数箇所に設置し、かつ格納容器フィルタベント系との隔離を考慮した設計とする。残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプは原子炉建物付属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッションチェンバは原子炉建物原子炉棟内に設置し、格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		サブプレッションチェンバ [水源]	常設	残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (6/13)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 66 条) ペDESTAL代替 注水系 (常設) による原子炉格 納容器下部への 注水	—	低圧原子炉代替注水ポンプ	常設	<p>ペDESTAL代替注水系 (常設), ペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう, ペDESTAL代替注水系 (常設) の低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし, ペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) の大量送水車をディーゼルエンジンによる駆動とすることで, 多様性を有する設計とする。</p> <p>ペDESTAL代替注水系 (常設) の電動弁は, ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで, 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また, ペDESTAL代替注水系 (常設) の電動弁は, 代替所内電気設備を経由して給電する系統において, 独立した電路で系統構成することにより, 非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p>
	—	コリウムシールド	常設	<p>また, ペDESTAL代替注水系 (常設) は低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで, 代替淡水源を水源とするペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) に対して, 異なる水源を有する設計とする。</p>
	—	低圧原子炉代替注水槽[水源]	常設	<p>低圧原子炉代替注水ポンプは, 原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し, 大量送水車は原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって, ペDESTAL代替注水系 (常設) 並びにペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は, 互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p>

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3 : 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

表3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (7/13)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 66 条) ペDESTAL代替 注水系 (可搬 型) による原子 炉格納容器下部 への注水	—	大量送水車	可搬	<p>ペDESTAL代替注水系 (常設), ペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう, ペDESTAL代替注水系 (常設) の低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし, ペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) の大量送水車をディーゼルエンジンによる駆動とすることで, 多様性を有する設計とする。</p> <p>また, ペDESTAL代替注水系 (常設) は低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで, 代替淡水源を水源とするペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) に対して, 異なる水源を有する設計とする。</p>
		可搬型ストレーナ	可搬	<p>低圧原子炉代替注水ポンプは, 原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し, 大量送水車は原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>ペDESTAL代替注水系 (可搬型) の電動弁は, ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで, 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また, ペDESTAL代替注水系 (可搬型) の電動弁は, 代替所内電気設備を経由して給電する系統において, 独立した電路で系統構成することにより, 非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p>
		コリウムシールド	常設	<p>大量送水車の接続口は, 共通要因によって接続できなくなることを防止するため, 位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって, ペDESTAL代替注水系 (常設) 並びにペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は, 互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p>

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3 : 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

表3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (8/13)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 66 条) 格納容器代替ス プレイ系 (可搬 型) による原子 炉格納容器下部 への注水	—	大量送水車	可搬	ペDESTAL代替注水系 (常設), ペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう, ペDESTAL代替注水系 (常設) の低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし, ペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) の大量送水車をディーゼルエンジンによる駆動とすることで, 多様性を有する設計とする。
		可搬型ストレーナ	可搬	また, ペDESTAL代替注水系 (常設) は低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで, 代替淡水源を水源とするペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) に対して, 異なる水源を有する設計とする。
		コリウムシールド	常設	低圧原子炉代替注水ポンプは, 原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し, 大量送水車は原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) の電動弁は, ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで, 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また, 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) の電動弁は, 代替所内電気設備を経由して給電する系統において, 独立した回路で系統構成することにより, 非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。 大量送水車の接続口は, 共通要因によって接続できなくなることを防止するため, 位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。 これらの多様性及びシステムの独立性並びに位置的分散によって, ペDESTAL代替注水系 (常設) 並びにペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は, 互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3 : 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

表3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (9/13)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 66 条) 溶融炉心の落下 遅延及び防止	—	高压原子炉代替注水ポンプ	常設	—
		ほう酸水注入ポンプ	常設	
		ほう酸水貯蔵タンク	常設	
		低压原子炉代替注水ポンプ	常設	
		大量送水車	可搬	
		可搬型ストレナ	可搬	
		サブプレッションチェンバ [水源]	常設	
		低压原子炉代替注水槽 [水源]	常設	

- 注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (10/13)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 67 条) 窒素ガス代替注 入系による原子 炉格納容器内の 不活性化	—	可搬式窒素供給装置	可搬	窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、屋外の保管場所に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。
(第 67 条) 格納容器フィル タベント系によ る原子炉格納容 器内の水素ガス 及び酸素ガスの 排出	可燃性ガス濃度制御系	第1ベントフィルタ スクラバ容器	常設	格納容器フィルタベント系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。
		第1ベントフィルタ 銀ゼオライト容器	常設	
		圧力開放板	常設	
	—	遠隔手動弁操作機構	常設	
		第1ベントフィルタ 格納槽遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		可搬式窒素供給装置	可搬	
		第1ベントフィルタ 出口水素濃度 【計測制御系統施設】	可搬	
	第1ベントフィルタ出口放射 線モニタ (高レンジ) 第1ベントフィルタ出口放射 線モニタ (低レンジ) 【放射線管理施設】	常設		

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (11/13)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 68 条) 静的触媒式水素 処理装置による 水素濃度抑制	—	静的触媒式水素処理装置	常設	静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度と原子炉建物水素濃度は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とする。
		静的触媒式水素処理装置 入口温度 静的触媒式水素処理装置 出口温度 【計測制御系統施設】	常設	また、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により作動できる設計とする。 原子炉建物水素濃度は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により作動できる設計とする。

- 注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (12/13)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 68 条) 格納容器フィル タベント系によ る原子炉格納容 器内の水素ガス の排出	—	第 1 ベントフィルタ スクラバ容器	常設	格納容器フィルタベント系は、非常 用交流電源設備に対して多様性を有 する常設代替交流電源設備又は可搬 型代替交流電源設備からの給電によ り駆動できる設計とする。
		第 1 ベントフィルタ 銀ゼオライト容器	常設	
		圧力開放板	常設	
		遠隔手動弁操作機構	常設	
		第 1 ベントフィルタ 格納槽遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		可搬式窒素供給装置	可搬	
		第 1 ベントフィルタ 出口水素濃度 【計測制御系統施設】	可搬	
		第 1 ベントフィルタ出口放射線 モニタ (高レンジ) 第 1 ベントフィルタ出口放射線 モニタ (低レンジ) 【放射線管理施設】	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (13/13)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 70 条) 大気への放射性 物質の拡散抑制 ※ 水源は海を 使用	—	大型送水ポンプ車 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設と兼用】	可搬	原子炉建物放水設備である大型送水 ポンプ車及び放水砲は、原子炉建 物、タービン建物及び廃棄物処理建 物から離れた屋外に保管する。
		放水砲 【核燃料物質の取扱施設及び貯 蔵施設と兼用】	可搬	
(第 70 条) 海洋への放射性 物質の拡散抑制	—	放射性物質吸着材 【核燃料物質の取扱施設及び貯 蔵施設と兼用】	可搬	海洋拡散抑制設備である放射性物質 吸着材、シルトフェンス及び小型船 舶は、原子炉建物、タービン建物及 び廃棄物処理建物から離れた屋外に 保管する。
		シルトフェンス 【核燃料物質の取扱施設及び貯 蔵施設と兼用】	可搬	
		小型船舶 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設と兼用】	可搬	
(第 70 条) 航空機燃料火災 への泡消火 ※ 水源は海を 使用	—	大型送水ポンプ車	可搬	原子炉建物放水設備である大型送水 ポンプ車、放水砲及び泡消火薬剤容 器は、原子炉建物、タービン建物及 び廃棄物処理建物から離れた屋外に 保管する。
		放水砲	可搬	
		泡消火薬剤容器	可搬	
(第 74 条) 被ばく線量の低 減	—	非常用ガス処理系排風機	常設	非常用ガス処理系及び原子炉建物燃 料取替階ブローアウトパネル閉止装 置は、非常用交流電源設備に対して 多様性を有する常設代替交流電源設 備又は可搬型代替交流電源設備から 給電できる設計とする。
		原子炉建物燃料取替階 ブローアウトパネル閉止装置	常設	
(一) 重大事故等時 に対処するた めの流路、注 水先、注入 先、排出元等	(原子炉圧力容器)	原子炉圧力容器 【原子炉冷却系統施設及び計測 制御系統施設と兼用】	常設	—
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器 【原子炉冷却系統施設と兼用】	常設	
	(燃料プール)	燃料プール 【核燃料物質の取扱施設及び貯 蔵施設】	常設	
	—	原子炉建物原子炉棟	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定し
ていない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-6-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (1/9)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設 計基準事故対処設備等 *1, *2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 61 条) 可搬型直流電源 設備による減圧	非常用直流電源設備 (A系及びHPCS系)	高压発電機車	可搬	可搬型直流電源設備は、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、高压発電機車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電設備の発電機及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機から給電する非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また、B1-115V系充電器 (SA)、SA用115V系充電器及び230V系充電器 (常用) により交流電力を直流に変換できることで、230V系蓄電池 (RCIC)、A-115V系蓄電池、高压炉心スプレイ系蓄電池、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池 (SA)、原子炉中性子計装用蓄電池を用いる非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。 可搬型直流電源設備の高压発電機車、B1-115V系充電器 (SA)、SA用115V系充電器、230V系充電器 (常用) 及びタンクローリは、屋外の原子炉建物から離れた場所及び廃棄物処理建物内に設置又は保管することで、原子炉建物内の非常用ディーゼル発電設備、高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備、ディーゼル燃料デイトンク、原子炉建物近傍のB-ディーゼル燃料移送ポンプ、タービン建物近傍のA-ディーゼル燃料移送ポンプ、ディーゼル燃料移送ポンプ及び廃棄物処理建物内の異なる区画に設置する充電器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。 可搬型直流電源設備は、高压発電機車用発電機から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電設備の発電機及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。 可搬型直流電源設備の高压発電機車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。
		B1-115V系充電器 (SA)	常設	
		SA用115V系充電器	常設	
		230V系充電器 (常用)	常設	
		ガスタービン発電機用 軽油タンク	常設	
		A-ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	
		B-ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	
		ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	
		タンクローリ	可搬	
A-115V系蓄電池, B-115V系蓄電池, B1-115V系蓄電池 (SA)	SRV用電源切替盤	常設		

注記 *1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3 : 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-6-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (2/9)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設)*3		
(第 61 条) 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) による減圧	A-115V 系蓄電池, B-115V 系蓄電池, B1-115V系蓄電池 (SA)	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室)	可搬	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設の鉛蓄電池である、A-115V系蓄電池、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池 (SA) 及びSA用115V蓄電池に対して、可搬型の鉛蓄電池とすることで多様性を有する設計とする。 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) は、廃棄物処理建物内のA-115V系蓄電池、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池 (SA) 及びSA用115V系蓄電池と廃棄物処理建物内の異なる区画に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
(第 72 条) 常設代替交流電源設備による給電	非常用交流電源設備	ガスタービン発電機	常設	常設代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ガスタービン発電機用発電機をガスタービンにより駆動することで、ディーゼルエンジンにより駆動する非常用ディーゼル発電設備の発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。
		ガスタービン発電機用軽油タンク	常設	常設代替交流電源設備のガスタービン発電機、ガスタービン発電機用サービスタンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、原子炉建物から離れたガスタービン発電機建物内に設置することで、原子炉建物内の非常用ディーゼル発電設備、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備、ディーゼル燃料デイトンク、原子炉建物近傍に設置する非常用ディーゼル発電設備のB-ディーゼル燃料移送ポンプ、タービン建物近傍に設置する非常用ディーゼル発電設備のA-ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備のディーゼル燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。
		ガスタービン発電機用サービスタンク	常設	
		ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	常設	常設代替交流電源設備は、ガスタービン発電機用発電機から2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電設備の発電機から2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置までの系統並びに高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機から2HPCS-メタルクラッド開閉装置までの系統に対して、独立性を有する設計とする。
(第 72 条) 常設代替交流電源設備による原子炉補機代替冷却系への給電	非常用交流電源設備	ガスタービン発電機	常設	これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、常設代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-6-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (3/9)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計 基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)*3		
(第 72 条) 可搬型代替交流 電源設備による 給電	非常用交流電源設備	高压発電機車	可搬	可搬型代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、高压発電機車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電設備の発電機及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また、可搬型代替交流電源設備は、常設代替交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、高压発電機車用発電機をディーゼルエンジンにより駆動することで、ガスタービンにより駆動するガスタービン発電機用発電機を用いる常設代替交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。
		ガスタービン発電機用 軽油タンク	常設	可搬型代替交流電源設備の高压発電機車及びタンクローリは、屋外の原子炉建物から離れた場所に保管することで、原子炉建物内の非常用ディーゼル発電設備、高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備、ディーゼル燃料デイトンク、原子炉建物近傍のB-ディーゼル燃料移送ポンプ、タービン建物近傍のA-ディーゼル燃料移送ポンプ及びディーゼル燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。また、可搬型代替交流電源設備の高压発電機車及びタンクローリは、ガスタービン発電機建物内に設置するガスタービン発電機、ガスタービン発電機用サービスタンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプから離れた場所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。
		A-ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	可搬型代替交流電源設備の高压発電機車及びタンクローリは、ガスタービン発電機建物内に設置するガスタービン発電機、ガスタービン発電機用サービスタンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプから離れた場所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。また、可搬型代替交流電源設備の高压発電機車及びタンクローリは、ガスタービン発電機建物内に設置するガスタービン発電機、ガスタービン発電機用サービスタンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプから離れた場所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。
		B-ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	可搬型代替交流電源設備は、高压発電機車用発電機から2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電設備の発電機から2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置までの系統並びに高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機から2HPCS-メタルクラッド開閉装置までの系統に対して、独立性を有する設計とする。
		ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	可搬型代替交流電源設備は、高压発電機車用発電機から2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電設備の発電機から2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置までの系統並びに高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機から2HPCS-メタルクラッド開閉装置までの系統に対して、独立性を有する設計とする。
		タンクローリ	可搬	これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。 可搬型代替交流電源設備の高压発電機車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所を設置する設計とする。

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-6-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (4/9)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 72 条) 所内常設蓄電式 直流電源設備に よる給電	非常用直流電源設備 (A 系及び HPCS 系)	B-115V系蓄電池	常設	所内常設蓄電式直流電源設備は、原子 炉建物及び廃棄物処理建物内の非常用 直流電源設備3系統のうち2系統と異 なる区画に設置することで、非常用直 流電源設備と共通要因によって同時 に機能を損なわないよう位置的分散 を図る設計とする。 所内常設蓄電式直流電源設備は、蓄 電池及び充電器から直流母線までの系 統において、独立した電路で系統構成 することにより、非常用直流電源設備 3系統のうち2系統の蓄電池及び充電 器から直流母線までの系統に対して、 独立性を有する設計とする。 これらの位置的分散及び電路の独立 性によって、所内常設蓄電式直流電 源設備は非常用直流電源設備3系統 のうち2系統に対して独立性を有する 設計とする。
		B1-115V系蓄電池 (SA)	常設	
		230V系蓄電池 (RCIC)	常設	
		SA用115V系蓄電池	常設	
		B-115V系充電器	常設	
		B1-115V系充電器 (SA)	常設	
		230V系充電器 (RCIC)	常設	
SA用115V系充電器	常設			
(第 72 条) 常設代替直流電 源設備による給 電	非常用直流電源設備 (A 系及び HPCS 系)	SA用115V系蓄電池	常設	常設代替直流電源設備は、廃棄物処 理建物内に設置し、非常用直流電源 設備3系統のうち2系統と異なる区 画に設置することで、非常用直流電 源設備と共通要因によって同時に機 能を損なわないよう位置的分散を図 る設計とする。 常設代替直流電源設備は、蓄電池及 び充電器から直流母線までの系統に おいて、独立した電路で系統構成す ることにより、非常用直流電源設備 3系統のうち2系統の蓄電池及び充 電器から直流母線までの系統に対し て、独立性を有する設計とする。 これらの位置的分散及び電路の独立 性によって、常設代替直流電源設備 は非常用直流電源設備に対して独立 性を有する設計とする。
		SA用115V系充電器	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-6-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (5/9)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 72 条) 可搬型直流電 源設備による 給電	非常用直流電源設備 (A系及びHPCS系)	高压発電機車	可搬	可搬型直流電源設備は、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、高压発電機車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電設備の発電機及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機から給電する非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また、BI-115V系充電器(SA)、SA用115V系充電器及び230V系充電器(常用)により交流電力を直流に変換できることで、230V系蓄電池(RCIC)、A-115V系蓄電池、高压炉心スプレイ系蓄電池、B-115V系蓄電池、BI-115V系蓄電池(SA)、原子炉中性子計装用蓄電池を用いる非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。 可搬型直流電源設備の高压発電機車、BI-115V系充電器(SA)、SA用115V系充電器、230V系充電器(常用)及びタンクローリは、屋外の原子炉建物から離れた場所及び廃棄物処理建物内に設置又は保管することで、原子炉建物内の非常用ディーゼル発電設備、高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備、ディーゼル燃料デイトンク、原子炉建物近傍のB-ディーゼル燃料移送ポンプ、タービン建物近傍のA-ディーゼル燃料移送ポンプ、ディーゼル燃料移送ポンプ及び廃棄物処理建物内の異なる区画に設置する充電器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。 可搬型直流電源設備は、高压発電機車用発電機から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電設備の発電機及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。 可搬型直流電源設備の高压発電機車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所を設置する設計とする。
		BI-115V系充電器(SA)	常設	
		SA用115V系充電器	常設	
		230V系充電器(常用)	常設	
		ガスタービン発電機用軽油タンク	常設	
		A-ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	
		B-ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	
		ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	
タンクローリ	可搬			

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-6-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (6/9)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第 72 条) 代替所内電源設備による給電	非常用所内電気設備	緊急用メタクラ	常設	代替所内電気設備の緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、SAロードセンタ、SA1コントロールセンタ、SA2コントロールセンタ、充電器電源切替盤、SA電源切替盤及び重大事故操作盤は非常用所内電気設備とは異なる区画に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。 代替所内電気設備は、独立した回路で系統構成することにより、非常用所内電気設備に対して、独立性を有する設計とする。 これらの位置的分散及び回路の独立性によって、代替所内電気設備は非常用所内電気設備に対して独立性を有する設計とする。
		メタクラ切替盤	常設	
		高圧発電機車接続プラグ収納箱	常設	
		緊急用メタクラ接続プラグ盤	常設	
		SAロードセンタ	常設	
		SA1コントロールセンタ	常設	
		SA2コントロールセンタ	常設	
		充電器電源切替盤	常設	
		SA電源切替盤	常設	
		重大事故操作盤	常設	
	非常用所内電気設備HPCS系	2C-メタルクラッド開閉装置	常設	
	2D-メタルクラッド開閉装置	常設		
(第 72 条) 非常用交流電源設備	(A-非常用ディーゼル発電設備)	A-非常用ディーゼル発電設備	常設	—
	(B-非常用ディーゼル発電設備)	B-非常用ディーゼル発電設備	常設	
	(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備)	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	常設	
	(A-ディーゼル燃料移送ポンプ)	A-ディーゼル燃料移送ポンプ	常設	
	(B-ディーゼル燃料移送ポンプ)	B-ディーゼル燃料移送ポンプ	常設	
	(ディーゼル燃料移送ポンプ)	ディーゼル燃料移送ポンプ	常設	
	(A-ディーゼル燃料貯蔵タンク)	A-ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	
	(B-ディーゼル燃料貯蔵タンク)	B-ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	
	(ディーゼル燃料貯蔵タンク)	ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	
	(ディーゼル燃料デイトンク)	ディーゼル燃料デイトンク	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-6-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (7/9)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計 基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等対 処設備 (既設+新設) *3		
(第 72 条) 非常用直流電 源設備	(A-115V系蓄電池)	A-115V系蓄電池	常設	—
	非常用直流電源設備 (A系及びHPCS系)	B-115V系蓄電池	常設	
		B1-115V系蓄電池 (SA)	常設	
		230V系蓄電池 (RCIC)	常設	
	(高圧炉心スプレイ系蓄電池)	高圧炉心スプレイ系蓄電池	常設	
	(A-原子炉中性子計装用蓄電池)	A-原子炉中性子計装用蓄電池	常設	
	(B-原子炉中性子計装用蓄電池)	B-原子炉中性子計装用蓄電池	常設	
	(A-115V系充電器)	A-115V系充電器	常設	
	非常用直流電源設備 (A系及びHPCS系)	B-115V系充電器	常設	
		B1-115V系充電器 (SA)	常設	
		230V系充電器 (RCIC)	常設	
	(高圧炉心スプレイ系充電器)	高圧炉心スプレイ系充電器	常設	
	(A-原子炉中性子計装用充電器)	A-原子炉中性子計装用充電器	常設	
	(B-原子炉中性子計装用充電器)	B-原子炉中性子計装用充電器	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-6-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (8/9)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散 の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設 計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等対 処設備 (既設+新設)*3		
(第 72 条) 燃料補給設備	(A-ディーゼル燃料貯蔵タンク B-ディーゼル燃料貯蔵タンク ディーゼル燃料貯蔵タンク)	ガスタービン発電機用 軽油タンク 【補機駆動用燃料設備と兼用】	常設	燃料補給設備のタンクローリは、タービン建物近傍のA-ディーゼル燃料移送ポンプ及びディーゼル燃料移送ポンプ並びに原子炉建物近傍のB-ディーゼル燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、A-ディーゼル燃料移送ポンプ、B-ディーゼル燃料移送ポンプ及びディーゼル燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 ガスタービン発電機用軽油タンクは、タービン建物及び原子炉建物から離れた場所に設置することで、タービン建物近傍のA-ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料貯蔵タンク並びに原子炉建物近傍のB-ディーゼル燃料貯蔵タンクと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		A-ディーゼル燃料貯蔵タンク B-ディーゼル燃料貯蔵タンク ディーゼル燃料貯蔵タンク 【補機駆動用燃料設備と兼用】	常設	
		タンクローリ 【補機駆動用燃料設備と兼用】	可搬	
(第 75 条) モニタリングボ ストの代替交流 電源からの給電	非常用交流電源設備	ガスタービン発電機	常設	常設代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ガスタービン発電機用発電機をガスタービンにより駆動することで、ディーゼルエンジンにより駆動する非常用ディーゼル発電設備の発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。 常設代替交流電源設備のガスタービン発電機、ガスタービン発電機用サービスタンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、原子炉建物から離れたガスタービン発電機建物内に設置することで、原子炉建物内の非常用ディーゼル発電設備、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備、ディーゼル燃料デイトンク、原子炉建物近傍に設置する非常用ディーゼル発電設備のB-ディーゼル燃料移送ポンプ、タービン建物近傍に設置する非常用ディーゼル発電設備のA-ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備のディーゼル燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。 常設代替交流電源設備は、ガスタービン発電機用発電機から2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電設備の発電機から2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置までの系統並びに高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機から2HPCS-メタルクラッド開閉装置までの系統に対して、独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、常設代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。
		ガスタービン発電機用 軽油タンク	常設	
		ガスタービン発電機用 サービスタンク	常設	
		ガスタービン発電機用 燃料移送ポンプ	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-6-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多

重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (9/9)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計 基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等対処 設備 (既設+新設) *3		
(第 76 条) 電源の確保 (緊 急時対策所)	非常用ディーゼル発電設備	緊急時対策所用発電機	可搬	緊急時対策所用発電機は、2号炉原子炉建物内の非常用ディーゼル発電機とは離れた建物の屋外に保管することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。
		可搬ケーブル	可搬	緊急時対策所用発電機は、中央制御室の電源である非常用ディーゼル発電設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、電源の冷却方式を空冷式とすることで多様性を有する設計とする。
	非常用所内電気設備	緊急時対策所 発電機接続 プラグ盤	常設	緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、燃料補給時の切替を考慮して、合計2台を緊急時対策所に接続することで多重性を有するとともに、故障対応時及び保守点検時のバックアップ用として予備機を2台保管する設計とする。
		緊急時対策所 低圧母線盤	常設	
	非常用ディーゼル発電設備	緊急時対策所用燃料地下タンク	常設	燃料補給設備のタンクローリは、原子炉建物内のディーゼル燃料デイトンク並びにタービン建物近傍のA-ディーゼル燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、ディーゼル燃料デイトンク及びA-ディーゼル燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。
		タンクローリ	可搬	燃料補給設備の緊急時対策所用燃料地下タンクは、タービン建物近傍のA-ディーゼル燃料貯蔵タンクから離れた場所に設置することで、A-ディーゼル燃料貯蔵タンクと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。
		ホース	可搬	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-6-2 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (1/1)

【設備区分：補機駆動用燃料設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 72 条) 燃料補給設備	(A-ディーゼル燃料貯蔵タンク B-ディーゼル燃料貯蔵タンク ディーゼル燃料貯蔵タンク)	ガスタービン発電機用 軽油タンク 【非常用電源設備と兼用】	常設	燃料補給設備のタンクローリは、タービン建物近傍のA-ディーゼル燃料移送ポンプ及びディーゼル燃料移送ポンプ並びに原子炉建物近傍のB-ディーゼル燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、A-ディーゼル燃料移送ポンプ、B-ディーゼル燃料移送ポンプ及びディーゼル燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 ガスタービン発電機用軽油タンクは、タービン建物及び原子炉建物から離れた場所に設置することで、タービン建物近傍のA-ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料貯蔵タンク並びに原子炉建物近傍のB-ディーゼル燃料貯蔵タンクと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		A-ディーゼル燃料貯蔵タンク B-ディーゼル燃料貯蔵タンク ディーゼル燃料貯蔵タンク 【非常用電源設備と兼用】	常設	
		タンクローリ 【非常用電源設備と兼用】	可搬	

- 注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-6-3 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (1/1)

【設備区分：非常用取水設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(一) 非常用取水設 備	(取水口)	取水口	常設	—
	(取水管)	取水管	常設	
	(取水槽)	取水槽	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-6-4 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (1/3)

【設備区分：緊急時対策所】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 76 条) 居住性の確保 (緊急時対策 所)	—	緊急時対策所遮蔽 【放射線管理施設】	常設	緊急時対策所は、中央制御室から独立した建物と一体の遮蔽及び換気空調設備として、緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、空気ポンベ加圧設備(空気ポンベ)、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬式エリア放射線モニタを有し、換気空調設備の電源を緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。これらは中央制御室に対して独立性を有した設備により居住性を確保できる設計とする。 緊急時対策所、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、空気ポンベ加圧設備(空気ポンベ)、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬式エリア放射線モニタは、中央制御室とは離れた建物に保管又は設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		緊急時対策所空気浄化送風機 【放射線管理施設】	可搬	
		緊急時対策所空気浄化フィルタユニット 【放射線管理施設】	可搬	
		空気ポンベ加圧設備 (空気ポンベ) 【放射線管理施設】	可搬	
		差圧計 【放射線管理施設】	常設	
		酸素濃度計	可搬	
		二酸化炭素濃度計	可搬	
		可搬式エリア放射線モニタ 【放射線管理施設】	可搬	
		可搬式モニタリングポスト 【放射線管理施設】	可搬	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-6-4 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (2/3)

【設備区分：緊急時対策所】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 76 条) 必要な情報の把握	—	安全パラメータ表示システム (SPDS)	常設	廃棄物処理建物及び緊急時対策所内に設置する安全パラメータ表示システム (SPDS) の電源は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び緊急時対策所用発電機からの給電により使用することで、非常用ディーゼル発電設備又は無停電電源装置 (充電器等を含む。) に対して多様性を有する設計とする。

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3 : 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表3-6-4 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (3/3)

【設備区分：緊急時対策所】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 76 条) 通信連絡 (緊急 時対策所)	所内通信連絡設備 電力保安通信用電話設備	無線通信設備 (固定型)	常設	無線通信設備のうち無線通信設備 (固定型) 及び衛星電話設備のうち衛星電話設備 (固定型) の電源は、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び緊急時対策所用発電機からの給電により使用することで、非常用ディーゼル発電設備又は無停電電源装置 (充電器等を含む。) からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、無線通信設備 (固定型) 及び衛星電話設備 (固定型) は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置することで、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 無線通信設備のうち無線通信設備 (携帯型) 及び衛星電話設備のうち衛星電話設備 (携帯型) の電源は、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、充電式電池を使用することで、非常用ディーゼル発電設備又は無停電電源装置 (充電器等を含む。) からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、無線通信設備 (携帯型) 及び衛星電話設備 (携帯型) は、緊急時対策所内に保管することで、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 無線通信設備及び衛星電話設備は、異なる通信方式を使用し、共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を有する設計とする。 緊急時対策所内に設置する統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備の電源は、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、専用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、緊急時対策所用発電機からの給電により使用することで、非常用ディーゼル発電設備又は無停電電源装置 (充電器等を含む。) からの給電により使用する電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、及び専用電話設備に対して多様性を有する設計とする。
		無線通信設備 (携帯型)	可搬	
		衛星電話設備 (固定型)	常設	
		衛星電話設備 (携帯型)	可搬	
—	—	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 (テレビ会議システム、I P-電話機 及び I P-F A X)	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【】内に設備区分を示す。

表3-7-1 単一設計における主要解析条件（中央制御室空調換気系）

項目	評価条件
想定事故	原子炉冷却材喪失（仮想事故）
よう素除去効率	0～15分：0%（通常運転状態） 15分～24時間：95%（系統隔離運転） 24時間～30日：0%（再循環フィルタ機能喪失）
実効放出継続時間	24時間
環境に放出された放射性物質の 大気拡散条件	中央制御室 $\chi/Q[s/m^3] : 3.0 \times 10^{-4}$ $D/Q[Gy/Bq] : 2.6 \times 10^{-18}$ 入退域時 $\chi/Q[s/m^3] : 1.8 \times 10^{-4}$ $D/Q[Gy/Bq] : 1.9 \times 10^{-18}$ (気象データは2009年1月～2009年12月)
呼吸率	1.2[m ³ /h] (成人活動時の呼吸率)
外気インリーク量	0.5[回/h] (2017年8月1日～2017年8月2日に実施した中央制御室 空気流入率測定試験結果 0.082[回/h]に余裕をみた 値)
外気取込量	0～15分：21000[m ³ /h]（通常運転状態） 15分～30日：3500[m ³ /h]（少量取込）
中央制御室換気系処理空間容積	18000[m ³]
中央制御室内容積	2440[m ³]（居住スペース（1, 2号機中央制御室））
運転員勤務形態	4直2交代

表3-7-2 中央制御室空調換気系故障時の影響評価結果

項目	影響評価結果
実効線量	約 37mSv
判断基準（実効線量）	≦100mSv

表3-7-3 単一設計における主要解析条件（非常用ガス処理系）（原子炉冷却材喪失）

項目	評価条件*
想定事故	原子炉冷却材喪失
原子炉棟からの換気率	0～24 時間：1回/d（非常用ガス処理系） 24時間以降：1回/d（原子炉棟漏えい）
非常用ガス処理系 よう素除去効率	0～24 時間：99.97%（非常用ガス処理系） 24時間以降：99.97%（非常用ガス処理系の単一配管の全周 破断により，フィルタを通過したガスが原子 炉棟内に放出）
実効放出継続時間	0～24時間（非常用ガス処理系の排気口放出） 希ガス：10 時間 よう素：10 時間 24 時間以降（地上放散） 希ガス：140 時間 よう素：170 時間
環境に放出された放射性物質 の大气拡散条件 (2009年1月～2009年12月)	0～24 時間（非常用ガス処理系の排気口放出） $\chi/Q[s/m^3] : 3.3 \times 10^{-5}$ $D/Q[Gy/Bq] : 1.8 \times 10^{-19}$ 24 時間以降（地上放散） $\chi/Q[s/m^3] : 1.9 \times 10^{-5}$ $D/Q[Gy/Bq] : 4.0 \times 10^{-19}$

注記*：評価条件の中で原子炉設置変更許可申請書添付書類十「3.4.4 原子炉冷却材喪失」から変更したもののみを示す。

表3-7-4 単一設計における主要解析条件（非常用ガス処理系）（燃料集合体の落下）

項目	評価条件*
想定事故	燃料集合体の落下
原子炉棟からの換気率	0～24 時間：1回/d（非常用ガス処理系） 24～72時間：1回/d（原子炉棟漏えい） 72～76時間：1回/d（原子炉棟漏えい） 76時間以降：1回/d（非常用ガス処理系）
よう素除去効率	0～24 時間：99.97%（非常用ガス処理系） 24～72時間：99.97%（非常用ガス処理系の単一配管の全周破断により、フィルタを通過したガスが原子炉棟内に放出） 72～76時間：0%（非常用ガス処理系修復作業期間） 76時間以降：99.97%（非常用ガス処理系）
実効放出継続時間	0～24 時間（非常用ガス処理系の排気口放出） 希ガス：10 時間 よう素：10 時間 24～76 時間（地上放散） 希ガス：10 時間 よう素：10 時間 76 時間以降（非常用ガス処理系の排気口放出） 希ガス：20 時間 よう素：1 時間
環境に放出された放射性物質の 大気拡散条件 (2009年1月～2009年12月)	0～24 時間（非常用ガス処理系の排気口放出） $\chi/Q[s/m^3] : 3.3 \times 10^{-6}$ $D/Q[Gy/Bq] : 1.8 \times 10^{-19}$ 24～76 時間（地上放散） $\chi/Q[s/m^3] : 5.0 \times 10^{-5}$ $D/Q[Gy/Bq] : 9.5 \times 10^{-19}$ 76 時間以降（非常用ガス処理系の排気口放出） $\chi/Q[s/m^3] : 8.8 \times 10^{-6}$ $D/Q[Gy/Bq] : 1.6 \times 10^{-19}$
呼吸率	5.16[m ³ /d]

注記*：評価条件の中で原子炉設置変更許可申請書添付書類十「3.4.3 燃料集合体の落下」から変更したもののみを示す。

表3-7-5 非常用ガス処理系故障時の影響評価結果（原子炉冷却材喪失）

項目	影響評価結果
実効線量	約 1.2×10^{-2} mSv
判断基準（実効線量）	≤ 5 mSv

表3-7-6 非常用ガス処理系故障時の影響評価結果（燃料集合体の落下）

項目	影響評価結果
実効線量	約 1.1×10^0 mSv
判断基準（実効線量）	≤ 5 mSv

表3-7-7 単一設計における主要解析条件の比較（残留熱除去系（格納容器冷却モード））
（原子炉冷却材喪失）

項目	影響評価	ベースケース
残留熱除去系（格納容器冷却モード）の機能	スプレイ流量 ・ドライウエル側：95% ・サブプレッションチェンバ側：0%	スプレイ流量 ・ドライウエル側：95% ・サブプレッションチェンバ側：5%
作動系統	残留熱除去系（2/2系統） ・格納容器冷却モード：1系統 ・サブプレッションプール水冷却モード：1系統	残留熱除去系（1/2系統） ・格納容器冷却モード：1系統

表3-7-8 原子炉格納容器スプレイ管（サブプレッションチェンバスプレイ管）
全周破断時の影響評価（原子炉冷却材喪失）

項目	影響評価	ベースケース	判断基準
ドライウエル最高温度 （℃）	約145	約145	171
ドライウエル最高圧力 （kPa [gage]）	約330	約330	427
サブプレッションチェンバの プール水の最高温度 （℃）	約71	約87	104
サブプレッションチェンバ 最高圧力 （kPa [gage]）	約210	約210	427

VI-1-1-7-別添 1 可搬型重大事故等対処設備の保管場所
及びアクセスルート

目 次

1.	はじめに	1
2.	保管場所	2
2.1	保管場所の基本方針	2
2.2	保管場所の影響評価	8
2.3	保管場所の評価方法及び結果	15
2.3.1	周辺構造物の倒壊及び周辺タンク等の損壊	15
2.3.2	周辺斜面の崩壊及び敷地下斜面のすべり	21
2.3.3	液状化及び揺すり込みによる不等沈下・傾斜，液状化に伴う浮き上がり	23
2.3.4	地盤支持力の不足	31
2.3.5	地中埋設構造物の損壊	33
3.	屋外のアクセスルート	34
3.1	屋外のアクセスルートの基本方針	34
3.2	屋外のアクセスルートの影響評価	36
3.3	屋外のアクセスルートの評価方法及び結果	40
3.3.1	周辺構造物の倒壊及び周辺タンク等の損壊	40
3.3.2	周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり	58
3.3.3	液状化及び揺すり込みによる不等沈下，側方流動及び液状化に伴う 浮き上がり	65
3.3.4	地中埋設構造物の損壊	80
3.3.5	仮設耐震構台の損壊	84
3.3.6	仮復旧時間の評価	86
4.	屋内のアクセスルート	87
4.1	屋内のアクセスルートの基本方針	87
4.2	屋内のアクセスルートの影響評価	88
4.3	屋内のアクセスルートの評価方法及び結果	90
4.3.1	地震随伴火災	90
4.3.2	地震随伴溢水	106

別紙 1 保管場所及びアクセスルートの周辺斜面及び敷地下斜面のすべり安定性評価（掘削前）

1. はじめに

可搬型重大事故等対処設備（以下「可搬型設備」という。）の保管場所及び保管場所から設置場所、接続場所まで運搬するための経路並びに他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）について、設計上考慮する事項（被害要因の影響評価）を本資料にて説明する。

2. 保管場所

2.1 保管場所の基本方針

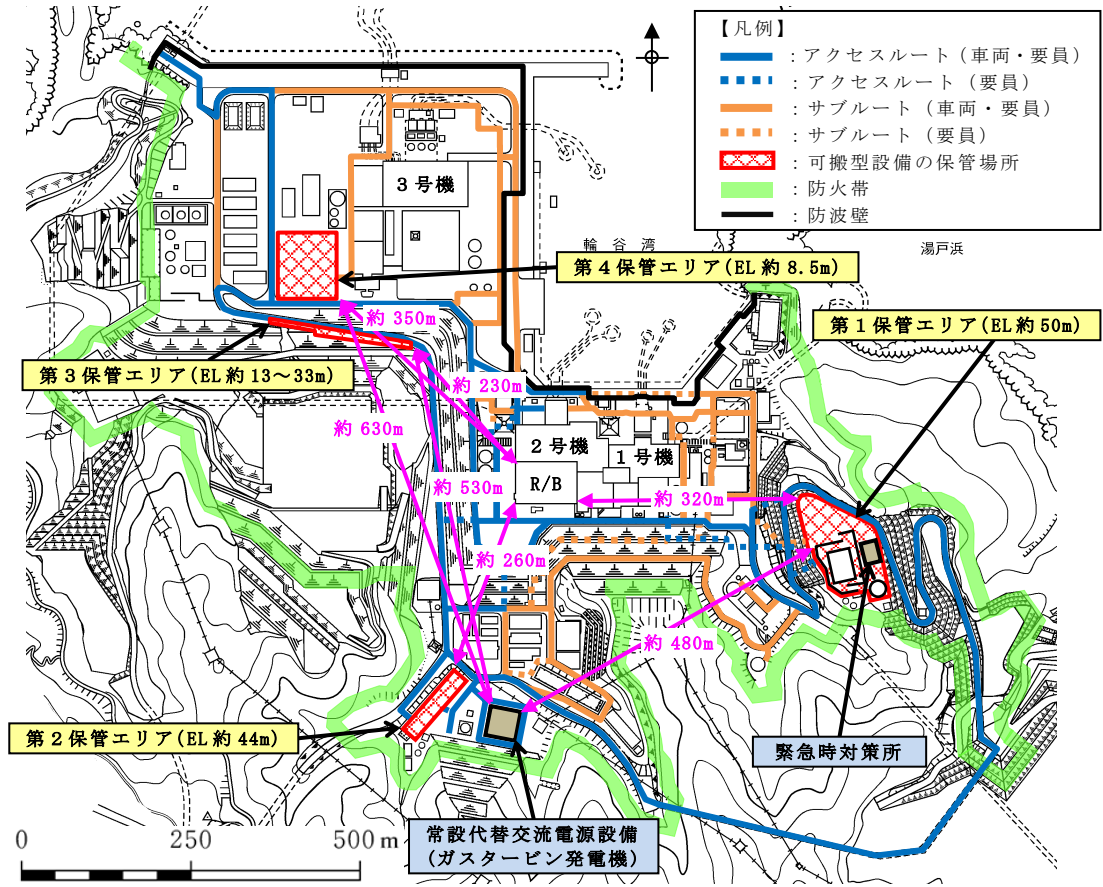
自然現象に対して、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象を考慮し、外部人為事象に対して、飛来物（航空機落下）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮した上で、原子炉建物等、常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備等から十分な離隔を確保した分散した保管場所（第1～第4保管エリア）を設定する。

なお、屋外に保管する可搬型設備のうち、原子炉建物外から水・電力を供給する可搬型代替交流電源設備、大量送水車等は、必要な容量を有する設備を2セット、また、屋外に保管する可搬型設備のうち、原子炉建物外から水・電力を供給する可搬型代替交流電源設備、大量送水車等以外の設備は、必要となる容量を有する1セットを以下の事項を考慮した位置に保管する。

上記を受けた保管場所設定の考え方を以下に示す。

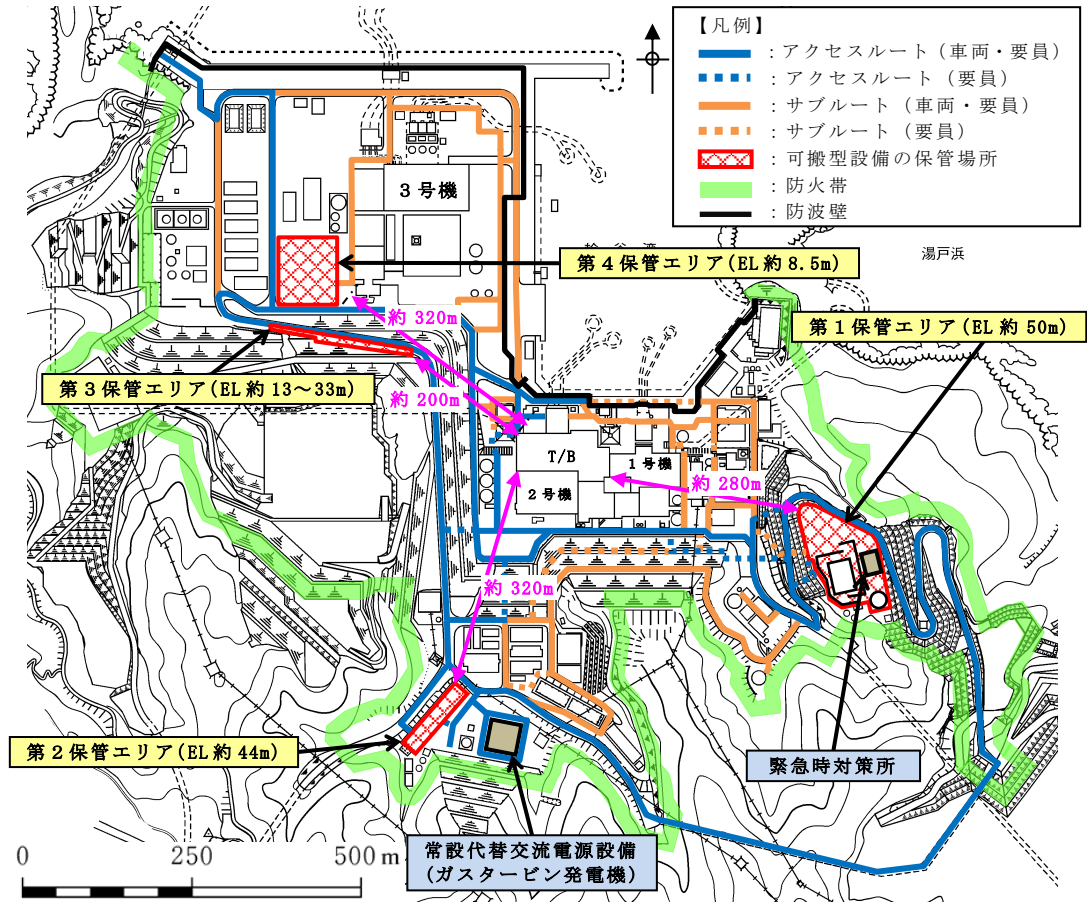
- ・自然現象に対して、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象を考慮し、外部人為事象に対して、飛来物（航空機落下）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を考慮し、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。
- ・地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮し、分散配置が可能な2セットある可搬型設備については、100m以上の離隔を確保した保管場所に分散配置する。
- ・基準津波の影響を受けない、防波壁の内側の場所とする。
- ・故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、原子炉建物等から100m以上の離隔距離を確保するとともに、可搬型設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する。
- ・基準地震動 S_s による被害（周辺構造物の倒壊、周辺タンク等の損壊、周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下・傾斜、液状化に伴う浮き上がり、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊）の影響を受けない場所とする。
- ・可搬型設備のうち、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとする予備は、上記の考え方に基づいて設定された複数の保管場所に分散して保管する。
- ・2セットある可搬型設備のうち少なくとも1セットは高台とする。
- ・防火帯の内側の場所とする。

保管場所の配置，標高及び離隔距離等を図 2-1 に，保管場所の標高，離隔距離及び地盤の種類を表 2-1 に示す。



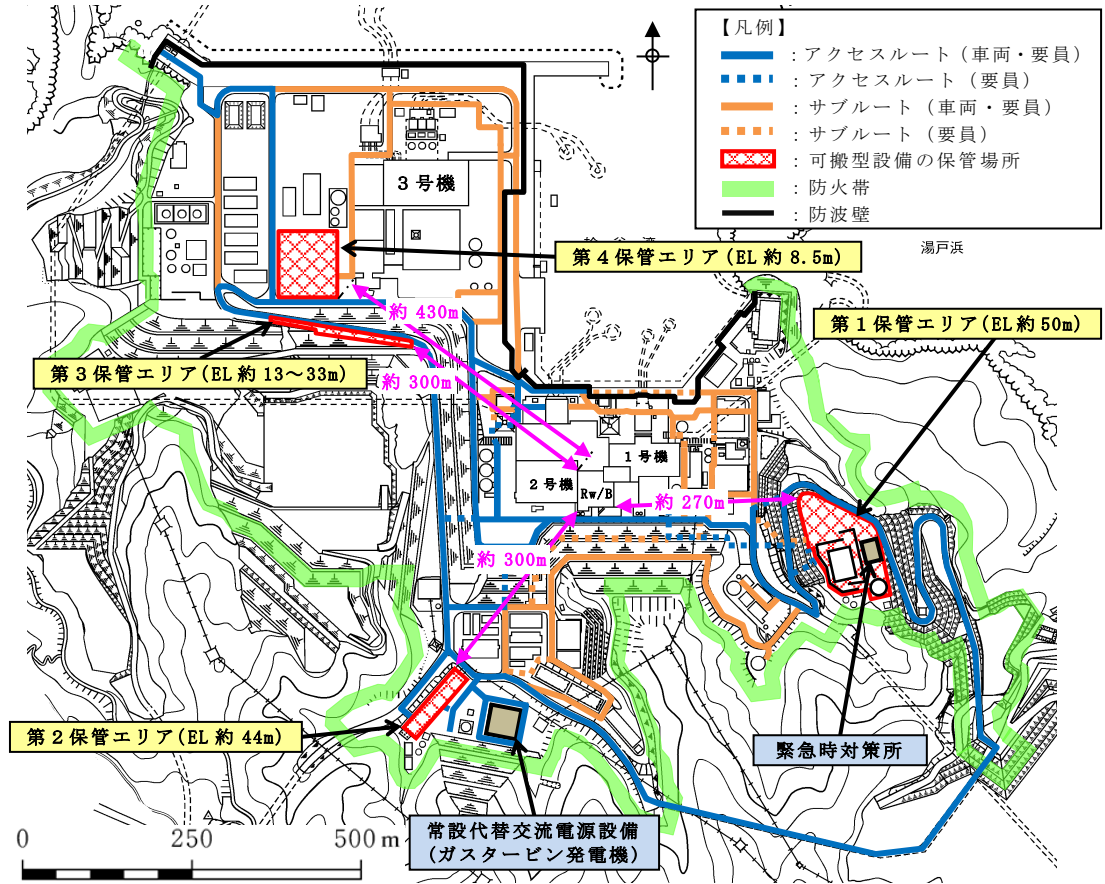
保管場所と原子炉建物及び常設代替交流電源設備との離隔距離

図 2-1 保管場所の配置，標高，離隔距離等 (1/4)



保管場所とタービン建物との離隔距離

図 2-1 保管場所の配置，標高，離隔距離等 (2/4)



保管場所と廃棄物処理建物との離隔距離

図 2-1 保管場所の配置，標高，離隔距離等 (3/4)

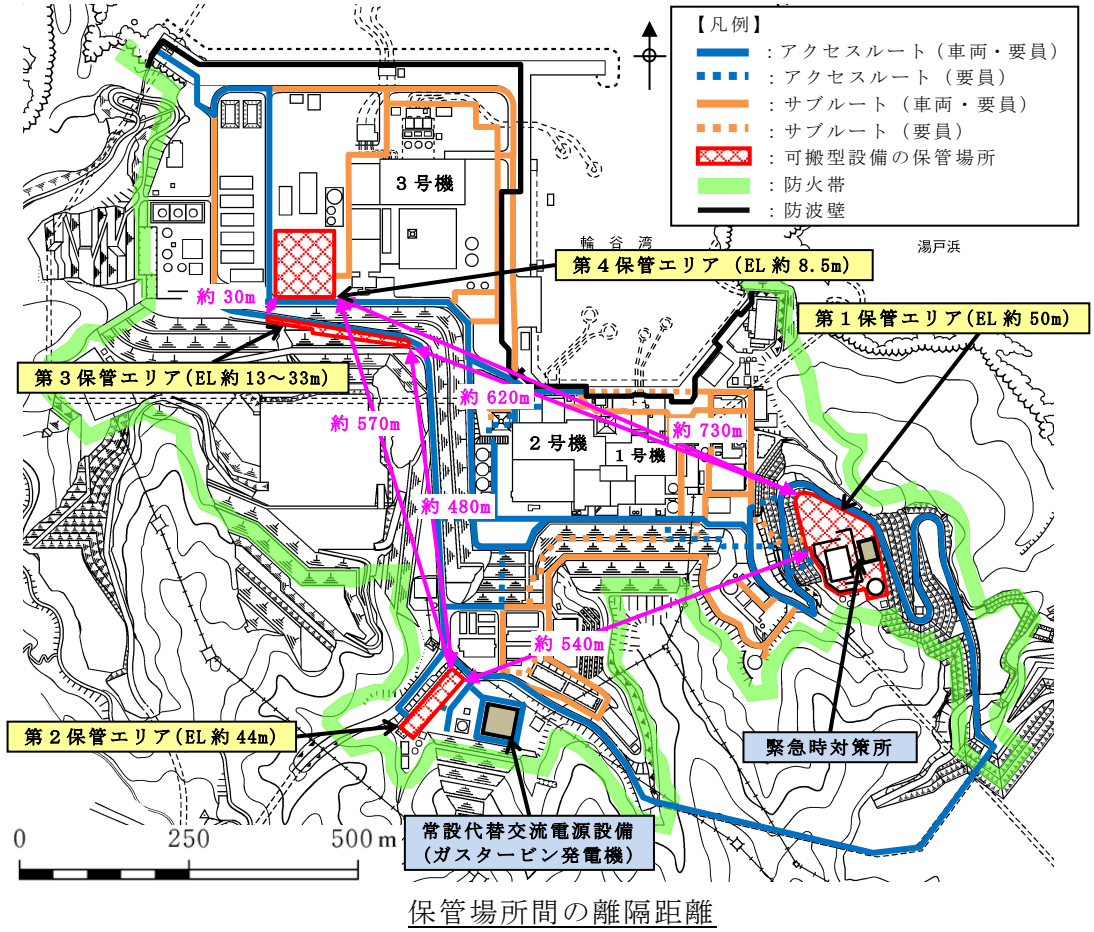


図 2-1 保管場所の配置，標高，離隔距離等 (4/4)

表 2-1 保管場所の標高、離隔距離及び地盤の種類

保管場所	標高	原子炉建物等からの 離隔距離*1, *2	常設代替交流電源設備 からの離隔距離*3	地盤の種類
第1保管エリア	EL 約 50m	廃棄物処理建物から 約 270m	約 480m	切土地盤 (一部、埋戻部)
第2保管エリア	EL 約 44m	原子炉建物から 約 260m	—*4	盛土地盤 (輪谷貯水槽 (西1/西2))
第3保管エリア	EL 約 13~33m	タービン建物から 約 200m	約 530m	切土地盤
第4保管エリア	EL 約 8.5m	タービン建物から 約 320m	約 630m	切土地盤 (一部、埋戻部)

注記*1：原子炉建物、タービン建物、廃棄物処理建物のうち、各保管場所からの距離が最も短い建物からの離隔距離を示す。また、可搬型設備（大量送水車、大型送水ポンプ車、移動式代替熱交換設備、高圧発電機車、タンクローリ、第1ベントフィルタ出口水素濃度及び緊急時対策所用発電機）がその機能を代替する原子炉建物、タービン建物及び廃棄物処理建物内の設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備を以下に示す。

原子炉建物：残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系、低圧原子炉代替注水系、原子炉補機冷却系、格納容器フィルタベント系、燃料プール冷却系、非常用交流電源設備、非常用直流電源設備（HPCS系）、常設代替交流電源設備、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器水素濃度（SA）

タービン建物：原子炉補機海水系

廃棄物処理建物：非常用直流電源設備（A系）

*2：低圧原子炉代替注水系が位置する低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽及び格納容器フィルタベント系が位置する第1ベントフィルタ格納槽と保管場所の離隔距離は、原子炉建物近傍に位置していることから原子炉建物からの離隔距離を代表とした。

*3：常設代替交流電源設備と高圧発電機車及びタンクローリを配置している保管場所との離隔距離を示す。

*4：第2保管エリアに高圧発電機車及びタンクローリを配置しないため「—」としている。

2.2 保管場所の影響評価

可搬型設備の保管場所の設計においては、保管場所について想定される自然現象及び外部人為事象の抽出を行い、その自然現象及び外部人為事象に起因する被害要因に対して影響評価を行い、その影響を受けない位置に保管場所を設定する。なお、近隣工場等の火災・爆発については、立地的要因により影響を受けることはなく、航空機落下火災及び船舶の衝突についても、可搬型設備の位置的分散により影響はない。また、有毒ガスについては、防護具の装備により影響はなく、電磁的障害についても、可搬型設備は鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用等により影響はない。

保管場所について想定される自然現象及び外部人為事象の抽出結果を表 2-2 及び表 2-3 に示す。

また、保管場所に対する被害要因及び被害事象を表 2-4 に示す。

表 2-2 保管場所に想定される自然現象(1/3)

自然現象	概略評価結果	被害要因抽出 ○：対象 ×：対象外
地震	<ul style="list-style-type: none"> ・地盤や周辺斜面の崩壊による影響，周辺建造物の倒壊・損壊・火災・溢水による影響が考えられる。 	○
津波	<ul style="list-style-type: none"> ・基準津波に対し防波壁等を設置することから，原子炉建物等や保管場所へ遡上する浸水はない（図2-2参照）。したがって，設計基準事故対処設備等と重大事故等対処設備が同時に機能喪失しない。 	×
風（台風）	<ul style="list-style-type: none"> ・設計基準事故対処設備等は建物内に設置されているため，風（台風）による影響はない。また，可搬型設備は荷重が大きく，設計基準の風（台風）により飛散することはないことから，同時に機能喪失しない。 	×
竜巻	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型設備は屋外の保管場所に設置しているが，設計基準事故対処設備等は竜巻に対して頑健な建物内に設置していること又は防護対策を実施していることから，同時に機能喪失しない。 ・可搬型設備は，複数箇所ある保管場所にそれぞれ隔離して分散配置していることから，同時に機能喪失しない。 ・屋外に配置している竜巻防護施設近傍の可搬型設備は固縛等により飛来物とならないための対策を実施する。 	×

表 2-2 保管場所に想定される自然現象(2/3)

自然現象	概略評価結果	被害要因抽出 ○：対象 ×：対象外
凍結	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型設備は屋外の保管場所に設置しているが、設計基準事故対処設備等は建物内に設置されているため影響を受けず、同時に機能喪失しない。 ・気象予報により事前の予測が十分可能であり、始動に影響が出ないよう、各設備の温度に関する仕様を下回るおそれがある場合には、必要に応じて、あらかじめ可搬型設備の暖気運転を行うこととしているため、影響を受けない。なお、暖気運転は事前に実施することからアクセス時間への影響はない。 ・保管場所は良好な排水ができる設計とすることから、降雨後に気温が低下し氷点下になったとしても、路面の摩擦係数に影響を与えるような凍結のおそれはない。 	×
降水	<ul style="list-style-type: none"> ・構内排水設備は十分な排水能力があることから、保管場所に滞留水は発生しない。 	×
積雪	<ul style="list-style-type: none"> ・気象予報により事前の予測が十分可能であり、保管場所及び可搬型設備の除雪は積雪状況等を見計らいながら行うことで対処が可能であることから、設計基準事故対処設備等と重大事故等対処設備は同時に機能喪失しない。 ・また、保管場所等の除雪はホイールローダによる実施も可能である。 	×
落雷	<ul style="list-style-type: none"> ・設計基準事故対処設備等は避雷対策を施した建物内に設置されており、かつ保管場所とは位置的分散が図られていることから、同時に機能喪失しない。 ・1回の落雷により影響を受ける範囲は限定され、可搬型設備は、複数箇所ある保管場所にそれぞれ離隔して分散配置していることから、同時に機能喪失しない。 	×

表 2-2 保管場所に想定される自然現象 (3/3)

自然現象	概略評価結果	被害要因抽出 ○：対象 ×：対象外
地滑り・ 土石流	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型設備は屋外の保管場所に設置しているが，設計基準事故対処設備等は地滑り・土石流の影響範囲外に設置していることから，同時に機能喪失しない。 ・地滑り・土石流により影響を受ける範囲は限定され，屋外に配置している可搬型設備は，複数箇所にそれぞれ離隔して分散配置していることから，同時に機能喪失しない。 	×
火山の影響	<ul style="list-style-type: none"> ・噴火発生の情報を受けた際は，要員を確保し，原子炉建物等，保管場所及び可搬型設備の除灰を行うことにより対処が可能であることから，設計基準事故対処設備等と重大事故等対処設備は同時に機能喪失しない。 ・また，保管場所等の除灰はホイールローダによる実施も可能である。 	×
生物学的事象	<ul style="list-style-type: none"> ・設計基準事故対処設備等は，浸水防止対策により水密化された建物内に設置されているため，ネズミ等の小動物の侵入による影響を受けない。したがって，屋外の保管場所にある重大事故等対処設備と同時に機能喪失しない。 ・保管場所は複数箇所あり，位置的に分散されていることから，複数の設備が同時に機能喪失する可能性は小さい。 ・可搬型設備は，ネズミ等の小動物の侵入により設備機能に影響がないよう，侵入できるような開口部は侵入防止対策を実施する。 	×

表 2-3 保管場所に想定される外部人為事象

外部人為事象	概略評価結果	被害要因抽出 ○：対象 ×：対象外
森林火災	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建物等及び保管場所は，防火帯の内側にあるため，森林火災による延焼の影響を受けない。また，原子炉建物等及び保管場所は熱影響に対して離隔距離を確保しているため，設計基準事故対処設備等と重大事故等対処設備は同時に機能喪失しない。 ・万一，防火帯の内側に小規模な火災が延焼したとしても，自衛消防隊が保管場所周辺の消火活動を行うことにより対処が可能である。 	×

表 2-4 保管場所に対する被害要因及び被害事象

保管場所に影響を与えるおそれのある被害要因	保管場所で懸念される被害事象
① 周辺構造物の倒壊 (建物, 鉄塔等)	倒壊物による可搬型設備の損壊及び通行不能
② 周辺タンク等の損壊*	火災, 溢水による可搬型設備の損壊及び通行不能
③ 周辺斜面の崩壊	土砂流入による可搬型設備の損壊及び通行不能
④ 敷地下斜面のすべり	敷地下斜面のすべりによる可搬型設備の損壊及び通行不能
⑤ 液状化及び揺すり込みによる不等沈下・傾斜, 液状化に伴う浮き上がり	不等沈下・傾斜, 浮き上がり等による可搬型設備の損壊及び通行不能
⑥ 地盤支持力の不足	可搬型設備の転倒及び通行不能
⑦ 地中埋設構造物の損壊	陥没による可搬型設備の損壊及び通行不能

注記* : 淡水貯水槽の損壊による溢水評価を含む。

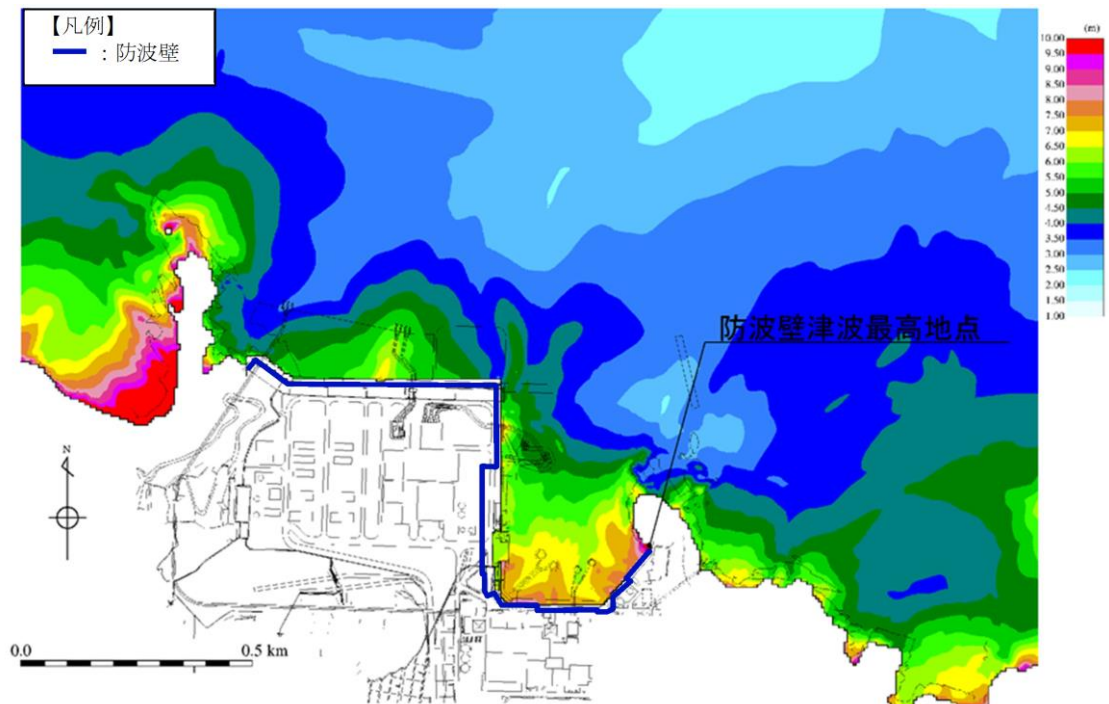
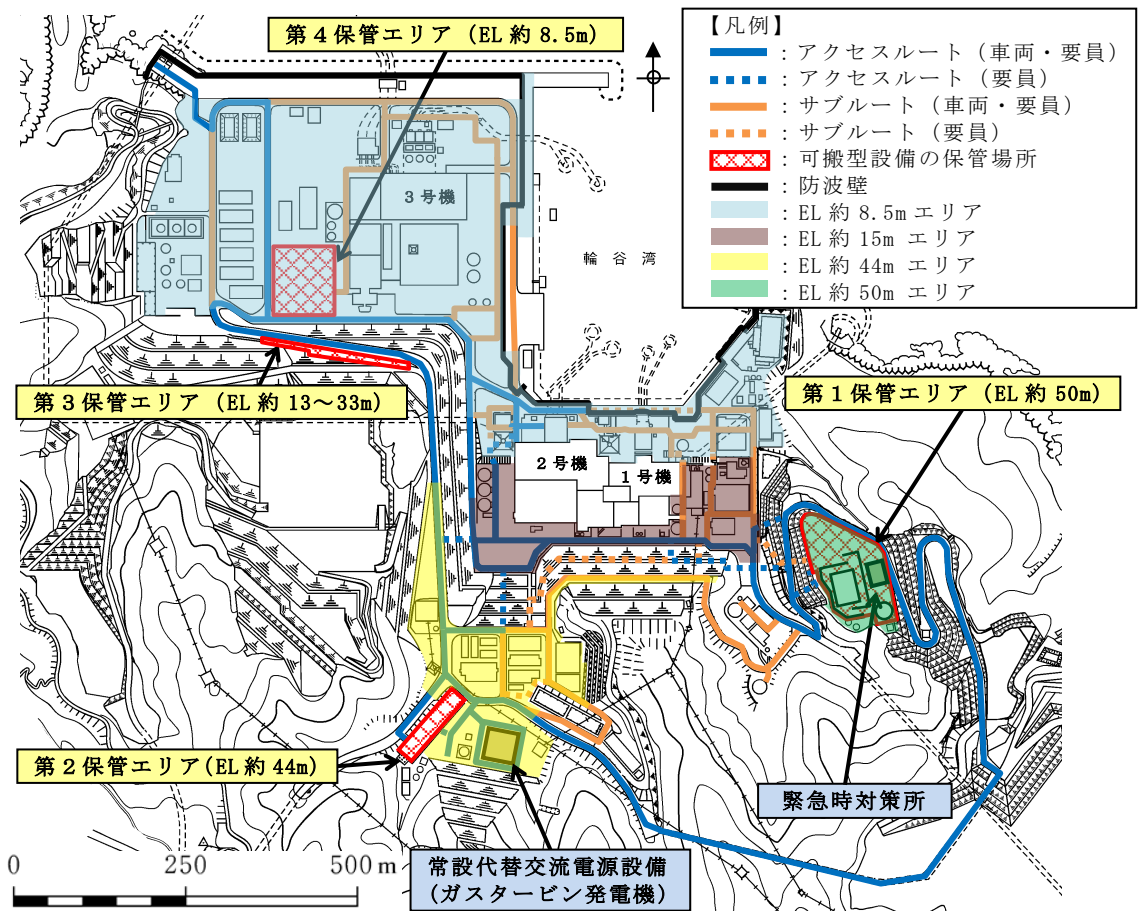


図 2-2 最大水位上昇量分布 (基準津波 1, 防波堤無し)

2.3 保管場所の評価方法及び結果

保管場所への影響について、表 2-4 の被害要因ごとに評価する。

2.3.1 周辺構造物の倒壊及び周辺タンク等の損壊

(1) 評価方法

周辺構造物の倒壊及び周辺タンク等の損壊に対する影響評価については、保管場所周辺の構造物、タンク等を対象とし、これらが基準地震動 S_s により倒壊又は損壊することによる保管場所への影響を評価する。

周辺構造物の倒壊及び周辺タンク等の損壊評価位置を図 2-3 及び図 2-4 に示す。ただし、Sクラスの構造物、タンク等、若しくはSクラス以外で基準地震動 S_s により倒壊に至らないことを確認している構造物、タンク等については、周辺構造物の倒壊による影響評価の対象外とする。

周辺構造物の倒壊による影響範囲については、保守的に構造物、タンク等が根元から倒壊又は損壊するものとして、構造物、タンク等の高さに相当する範囲とし、保管場所が設定した周辺構造物の倒壊影響範囲に含まれるか否かで評価する。

なお、周辺構造物については外装材の影響についても評価し、外装材の落下による影響範囲は建物の高さの半分として設定する。

また、周辺タンクの損壊による地震随伴火災及び薬品漏えいによる影響が及ぶ範囲に保管場所が含まれるか否かでも評価する。

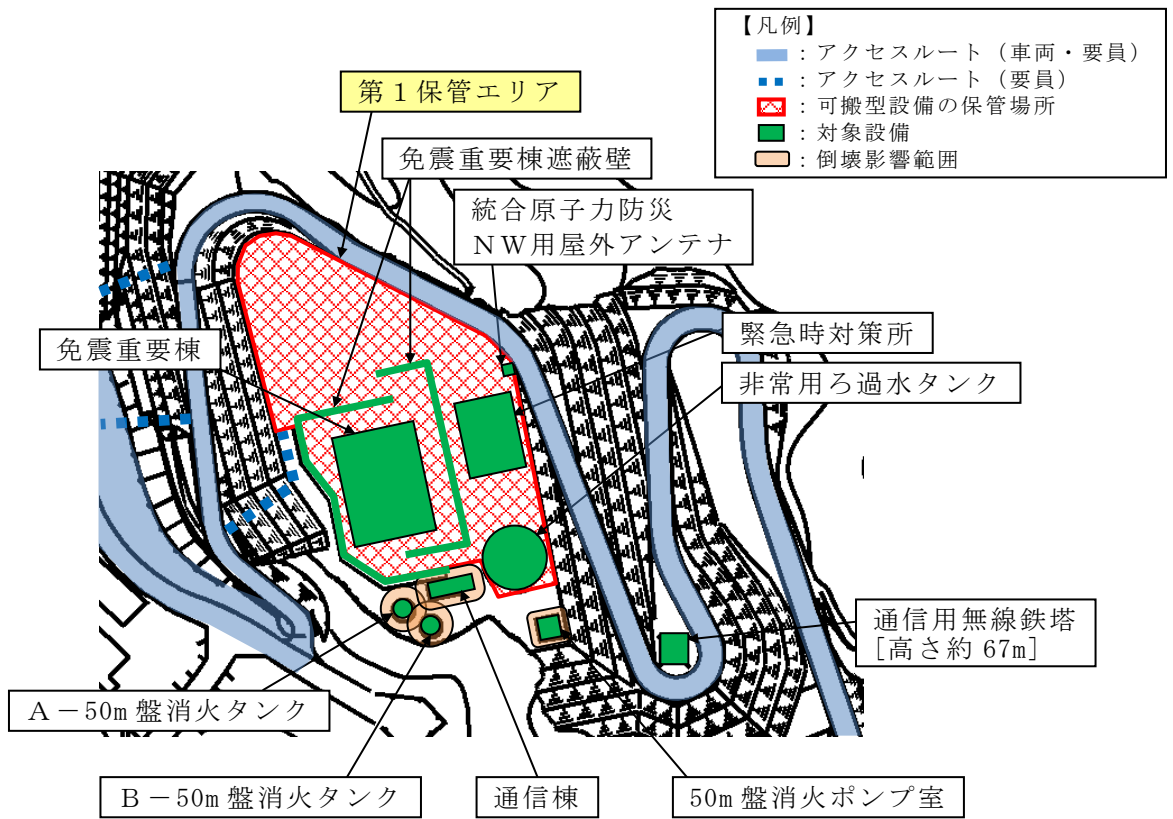


図 2-3 周辺構造物の配置図(1) 第1保管エリア

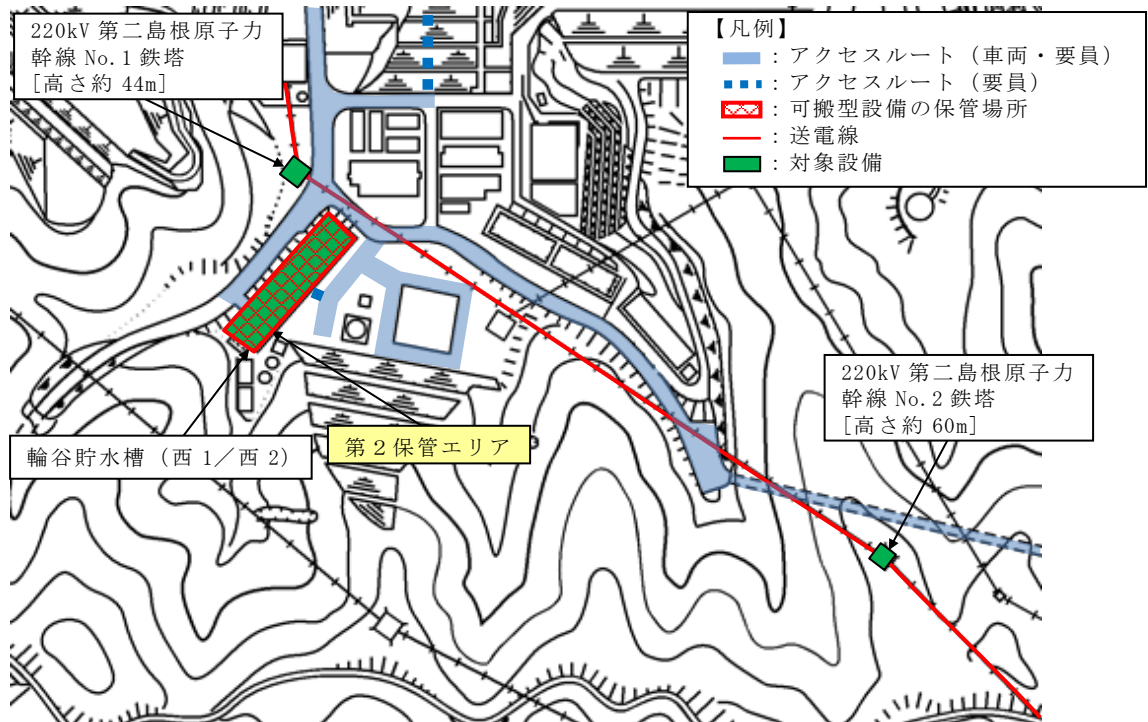


図 2-3 周辺構造物の配置図(2) 第2保管エリア

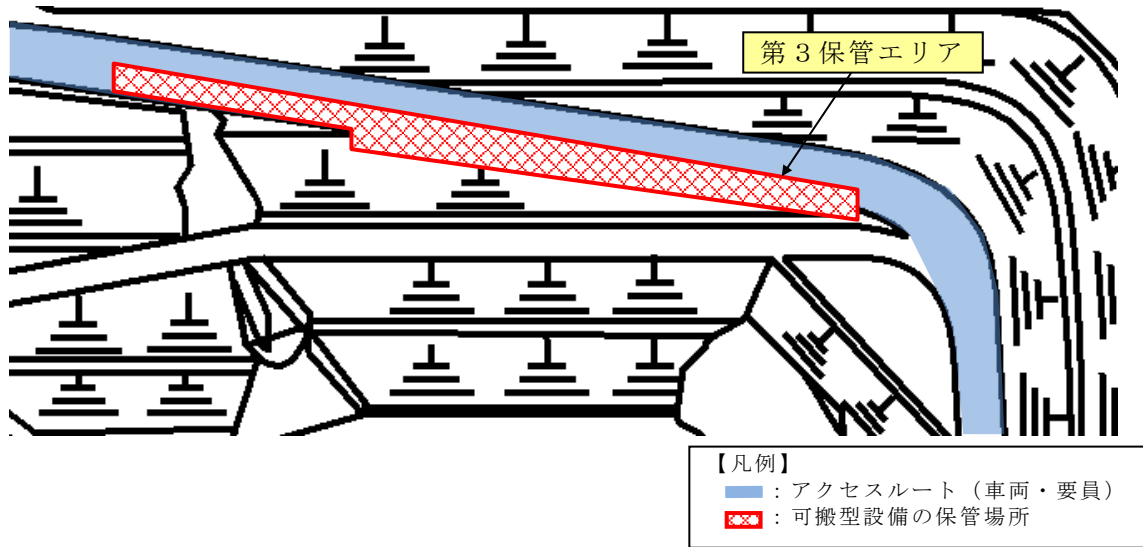


図 2-3 周辺構造物の配置図(3) 第3保管エリア

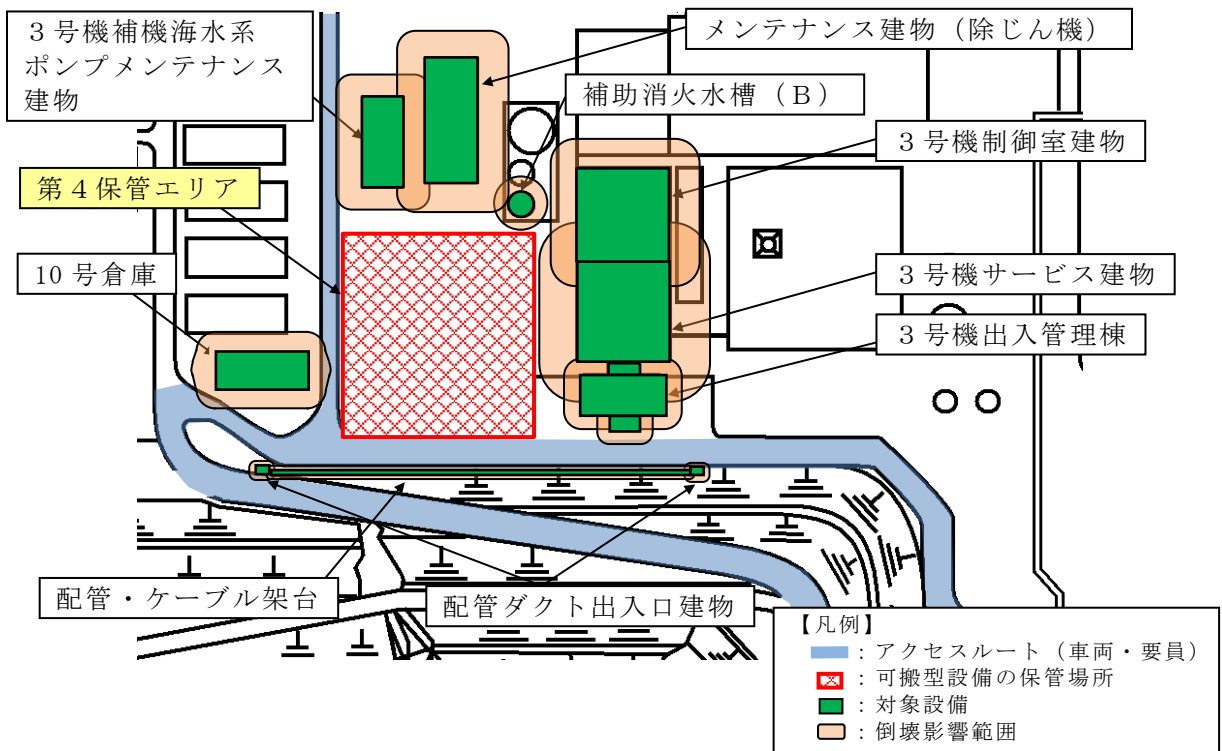


図 2-3 周辺構造物の配置図(4) 第4保管エリア

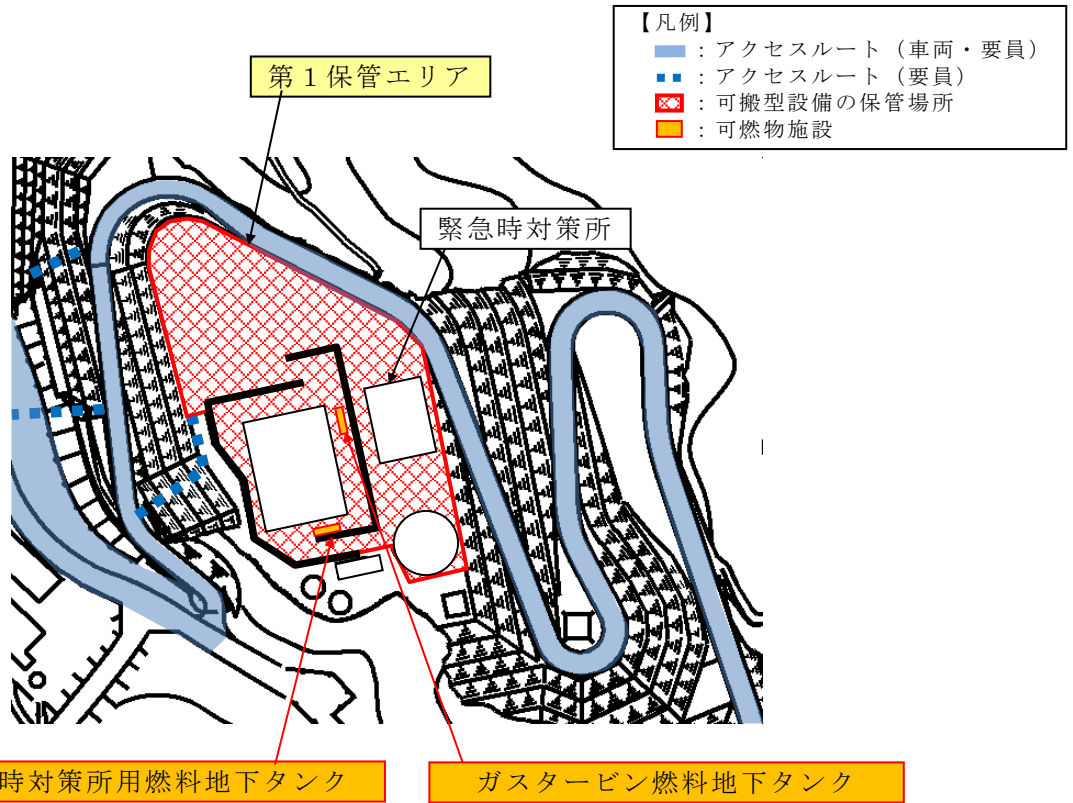


図 2-4 周辺タンク等の配置図(1) 第1保管エリア

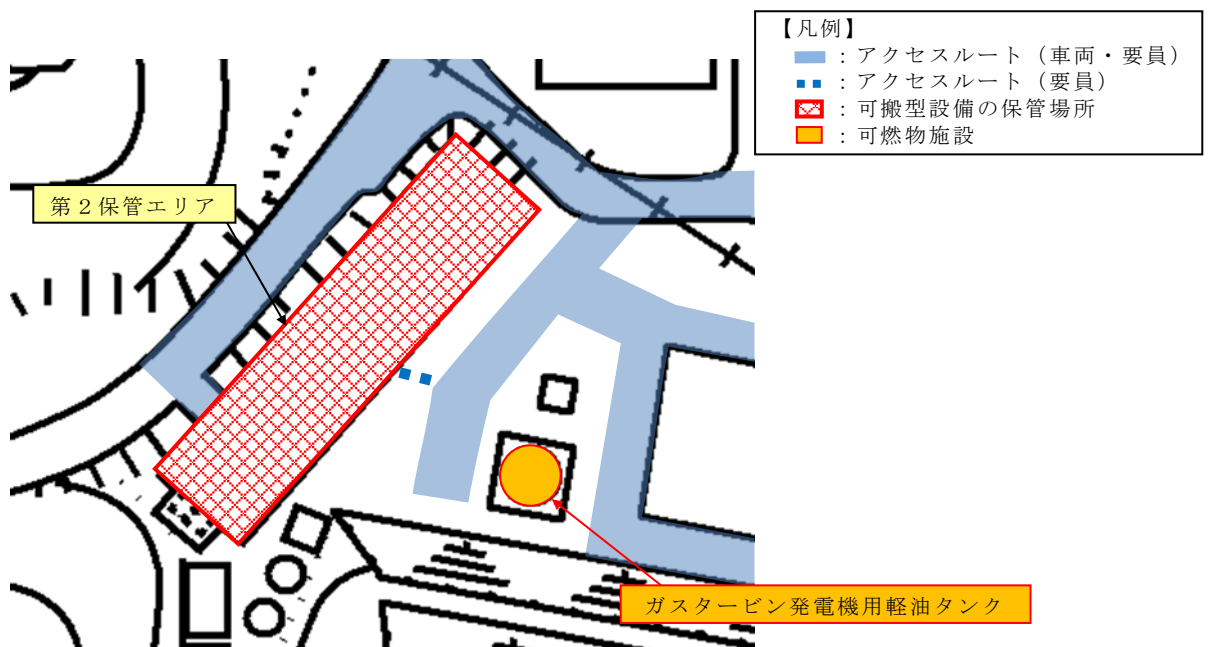


図 2-4 周辺タンク等の配置図(2) 第2保管エリア

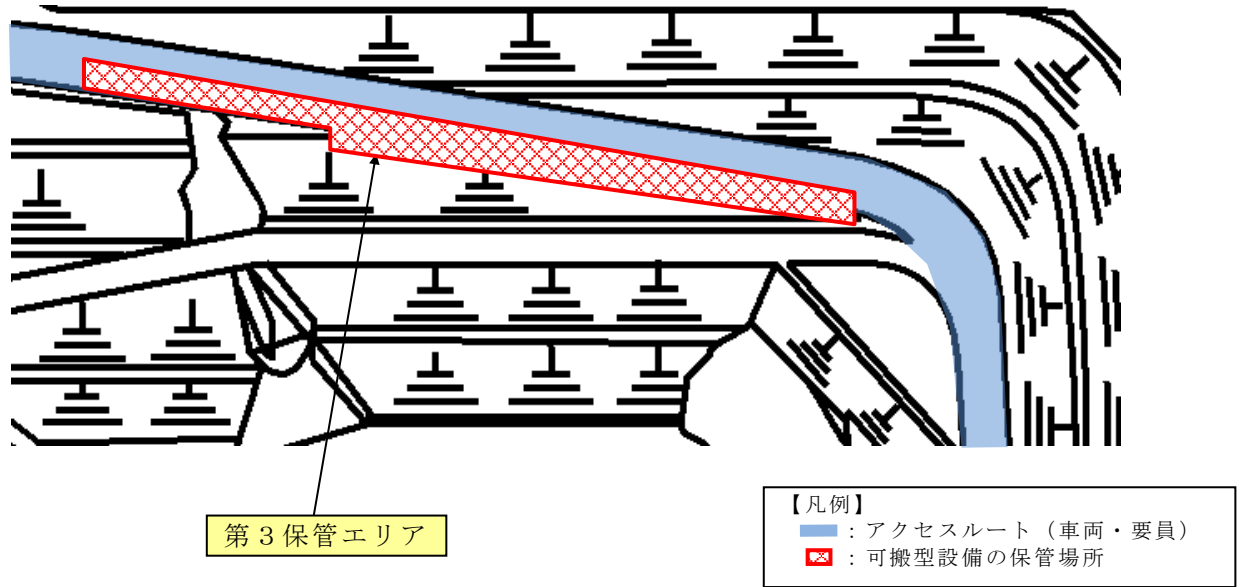
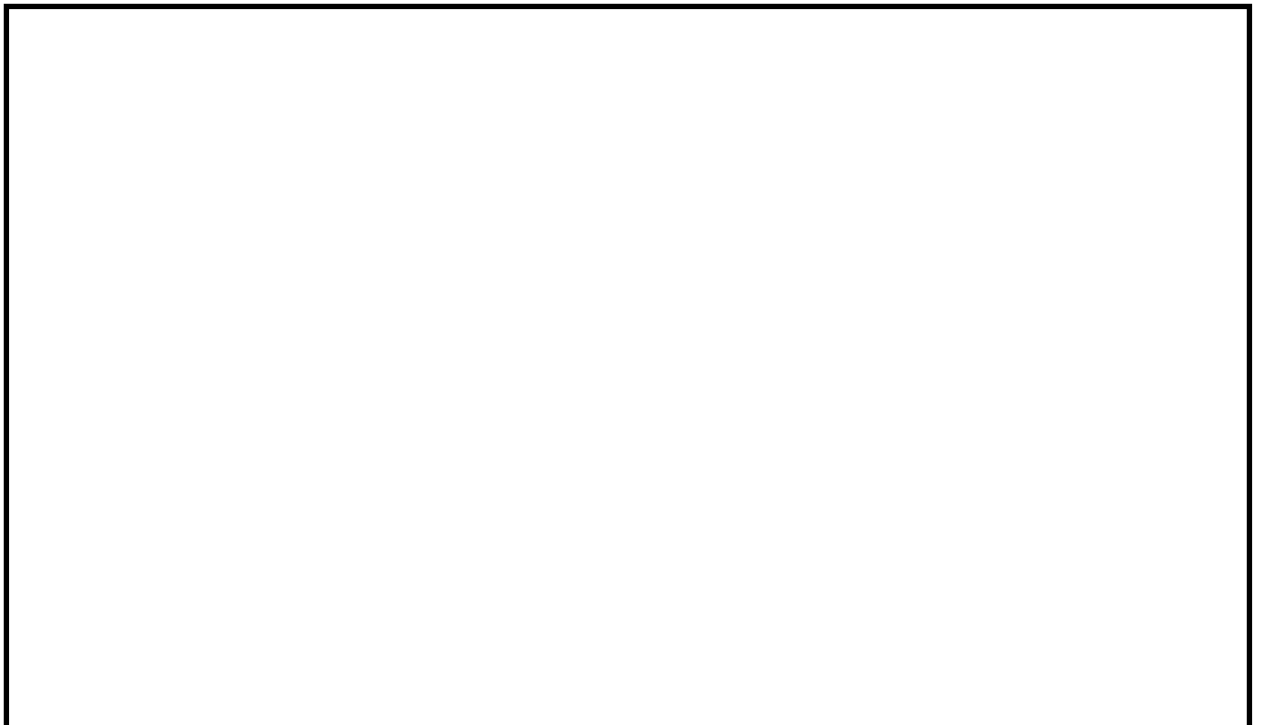


図 2-4 周辺タンク等の配置図(3) 第3 保管エリア



注記* : 放射熱強度 1.6kW/m^2 については、石油コンビナートの防災アセスメント指針より引用

図 2-4 周辺タンク等の配置図(4) 第4 保管エリア

(2) 評価結果

周辺構造物の倒壊及び周辺タンク等の損壊に対する影響評価結果を表 2-5 に示す。

第 1, 2, 4 保管エリア周辺には, 倒壊及び損壊により影響を及ぼすおそれのある構造物, タンク等が存在しないことを確認し, 「問題なし」と評価した。また, 保管場所が設定した周辺構造物の倒壊影響範囲に含まれないことを確認し, 「問題なし」と評価した。

第 3 保管エリア周辺には構造物はないことから, 周辺構造物の倒壊について「該当なし」と評価した。また, 周辺タンク等の損壊について影響を及ぼすおそれのあるタンク等が存在しないことを確認し, 「問題なし」と評価した。

なお, 第 1 保管エリア周辺には通信用無線鉄塔が, 第 2 保管エリア周辺に 220kV 第二島根原子力幹線 No. 1 鉄塔及び 220kV 第二島根原子力幹線 No. 2 鉄塔が設置されているが, 基準地震動 S_s における耐震評価を行い, 地震時においても鉄塔が倒壊しないことを確認したことより, 「問題なし」と評価した。

表 2-5 周辺構造物の倒壊及び周辺タンク等の損壊に対する影響評価結果

被害要因	評価結果			
	第 1 保管 エリア	第 2 保管 エリア	第 3 保管 エリア	第 4 保管 エリア
①周辺構造物の倒壊 (建物, 鉄塔等)	問題なし	問題なし	該当なし	問題なし
②周辺タンク等の損壊	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし

2.3.2 周辺斜面の崩壊及び敷地下斜面のすべり

保管場所の周辺斜面及び敷地下斜面について、基準地震動 S_s によるすべり安定性評価により、保管場所への影響を評価する。

当該評価については、安全対策工事に伴う掘削後の状態を前提としているため、掘削前の状態の評価については、「別紙 1 保管場所及びアクセスルートの周辺斜面及び敷地下斜面のすべり安定性評価（掘削前）」に示す。

(1) 評価方法

保管場所の周辺斜面及び敷地下斜面を図 2-5 に示す。

評価対象断面については、保管場所の周辺斜面及び敷地下斜面が屋外のアクセスルート周辺斜面を兼ねることから、屋外のアクセスルート周辺斜面において確認する。（評価方法の詳細については、「3.3.2 周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり (1) 評価方法」を参照）

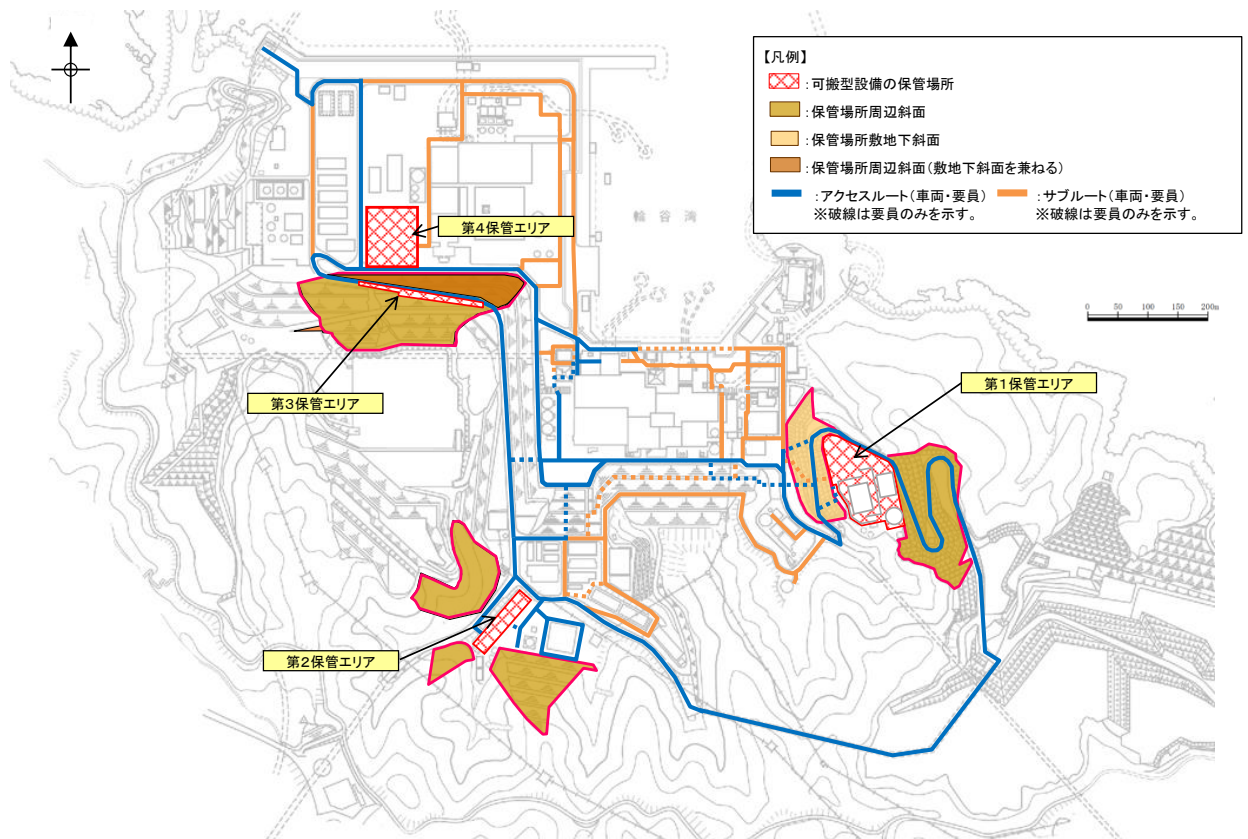


図 2-5 保管場所の周辺斜面及び敷地下斜面位置図

(2) 評価結果

周辺斜面の崩壊及び敷地下斜面のすべりに対する評価対象斜面を表 2-6 に、影響評価結果を表 2-7 に示す。

保管エリアの周辺斜面及び敷地下斜面を対象としたすべりに対する安定性評価の結果、評価対象斜面の最小すべり安全率は評価基準値 1.0 を上回っていることを確認した。(安定性評価結果については、「3.3.2 周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり (2) 評価結果」を参照)

表 2-6 周辺斜面の崩壊及び敷地下斜面のすべりに対する評価対象斜面

被害要因		評価対象斜面 (図 3-8 参照)			
		第 1 保管 エリア	第 2 保管 エリア	第 3 保管 エリア	第 4 保管 エリア
③周辺斜面 の崩壊	グループ	グループ C	対策工を 実施した斜面	対策工を 実施した斜面	対策工を 実施した斜面
	対象斜面	⑫-⑫' 断面, ⑬-⑬' 断面及び ⑭-⑭' 断面に 代表させる	⑩-⑩' 断面に 代表させる	①-①' 断面 ②-②' 断面	①-①' 断面 ②-②' 断面
④敷地下斜面 のすべり	グループ	グループ A	該当なし	対策工を 実施した斜面	該当なし
	対象斜面	④-④' 断面及び ⑤-⑤' 断面に 代表させる		①-①' 断面 ②-②' 断面	

表 2-7 周辺斜面の崩壊及び敷地下斜面のすべりに対する影響評価結果

被害要因	評価結果			
	第 1 保管 エリア	第 2 保管 エリア	第 3 保管 エリア	第 4 保管 エリア
③周辺斜面の崩壊	問題なし [Fs ≥ 1.0]	問題なし [Fs ≥ 1.0]	問題なし [Fs ≥ 1.0]	問題なし [Fs ≥ 1.0]
④敷地下斜面のすべり	問題なし [Fs ≥ 1.0]	該当なし	問題なし [Fs ≥ 1.0]	該当なし

2.3.3 液状化及び揺すり込みによる不等沈下・傾斜，液状化に伴う浮き上がり

(1) 液状化及び揺すり込みによる不等沈下・傾斜

a. 評価方法

液状化及び揺すり込みによる不等沈下・傾斜に対する保管場所への影響を評価する。

液状化及び揺すり込みによる不等沈下・傾斜に対する影響評価断面位置及び断面図として図 2-6 に第 1 保管エリア，図 2-7 に第 2 保管エリアを示す。評価の対象とする位置は，第 1 保管エリア及び第 2 保管エリアの埋戻土部とする。第 3 保管エリアは岩盤であるため，揺すり込みによる不等沈下・傾斜の影響はない。また，第 4 保管エリアにおける可搬型設備（予備を除く。）はすべて岩盤上に保管し，埋戻土の上には保管しない設計とするため，揺すり込みによる不等沈下・傾斜の影響はない。なお，第 1 保管エリアの可搬型設備はすべて岩盤上に保管するが，第 1 保管エリアから屋外のアクセスルート（車両・要員）の動線の一部に埋戻土が存在することから，影響評価を行う。

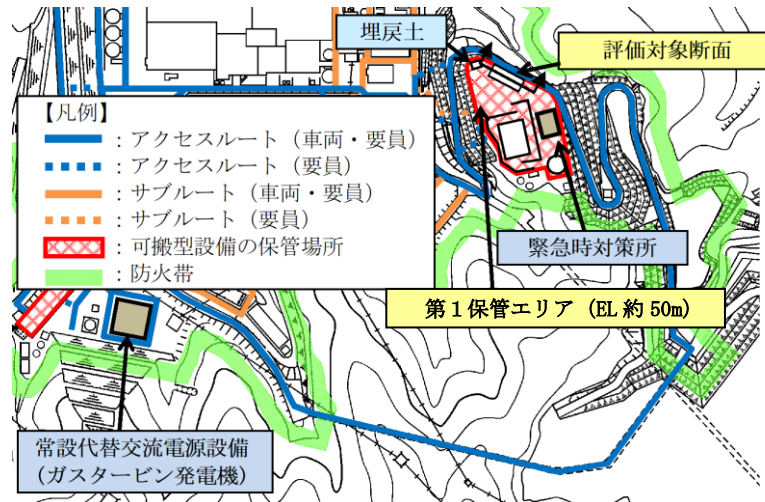
保管場所への影響評価では，液状化及び揺すり込みによる沈下量及び傾斜量を算定し，評価基準内に収まることを確認する。沈下量については，液状化による沈下量と揺すり込みによる沈下量の合計とし，傾斜量は沈下量を保管場所の長さで除すことで算定する。液状化による沈下量については，地下水位以深の飽和地盤すべて（埋戻土，砂礫層及び旧表土）*1を対象層とし，層厚の 3.5%*2を沈下量として算定する。揺すり込みによる沈下量については，地下水位以浅の不飽和地盤を対象層とし，層厚の 3.5%を沈下量として算定する。評価基準は，可搬型設備が徐行により走行可能な段差量 15cm*3以下であること及び登坂可能な勾配 15%*4以下であることとする。また，地下水位については，地下水位低下設備の機能に期待しない条件により実施した 3次元浸透流解析結果に基づいて設定するが，液状化による沈下量と揺すり込みによる沈下量は，ともに層厚の 3.5%として算定されるため，地下水位の設定による沈下量への影響はない。

注記*1：埋戻土（粘性土）及び旧表土は，粘性土を含むため液状化しないが，保守的に埋戻土に置き換えて沈下量を算出する。砂礫層は，粒径加積曲線が埋戻土と同様な傾向を示すことから，埋戻土に置き換えて沈下量を算出する。

*2：地震時の最大せん断ひずみと地震後の体積ひずみ（沈下率）の関係（Ishihara et al., 1992）を踏まえ設定

*3：地震時の段差被害に対する補修と交通開放の管理・運用方法について（依藤ら 2007 年）及び可搬型設備の段差量 15 cmの通行性及び段差通行後の健全性の検証結果を踏まえ設定

*4：小規模道路の平面線形及び縦断勾配の必要水準に関する基礎的検討（濱本ら 2012 年）を踏まえ設定



影響評価断面位置

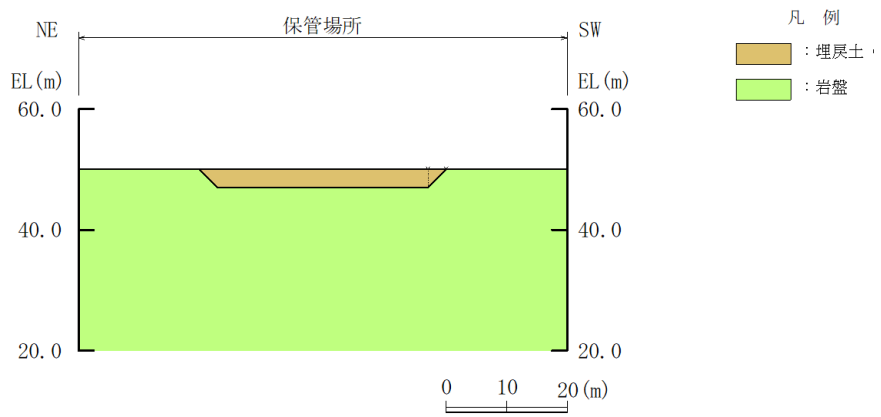
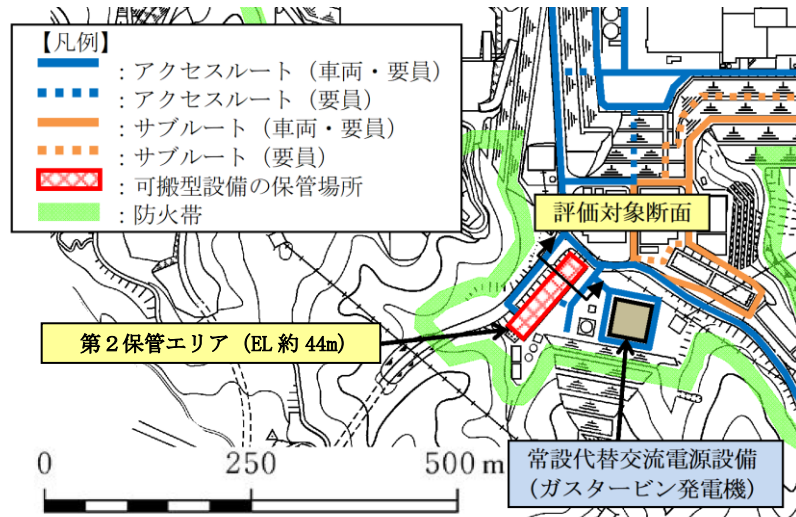


図 2-6 液状化及び揺すり込みによる不等沈下・傾斜に対する影響評価断面位置及び断面図
(第1保管エリア)



影響評価断面位置

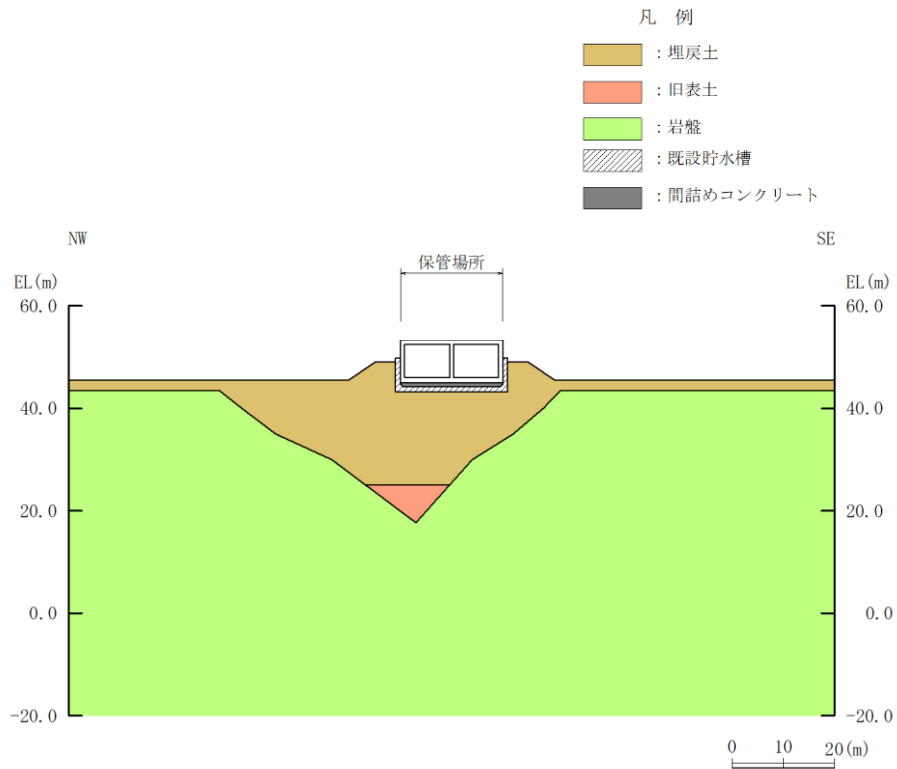


図 2-7 液状化及び揺すり込みによる不等沈下・傾斜に対する影響評価断面位置及び断面図
(第2保管エリア)

b. 評価結果

(a) 不等沈下の評価

液状化及び揺すり込みによる不等沈下に対する影響評価結果を表 2-8 に示す。

第 1 保管エリアの岩盤と埋戻土の境界では、図 2-8 のように擦り付ける工夫がなされていることから、許容段差量 15cm を超える局所的な段差は発生せず、通行への影響はない。

第 2 保管エリアは、輪谷貯水槽（西 1/西 2）の上であることから、許容段差量 15cm を超える局所的な段差は発生せず、通行への影響はない。

以上のことから、液状化及び揺すり込みによる不等沈下が保管場所に影響を及ぼさないことを確認した。

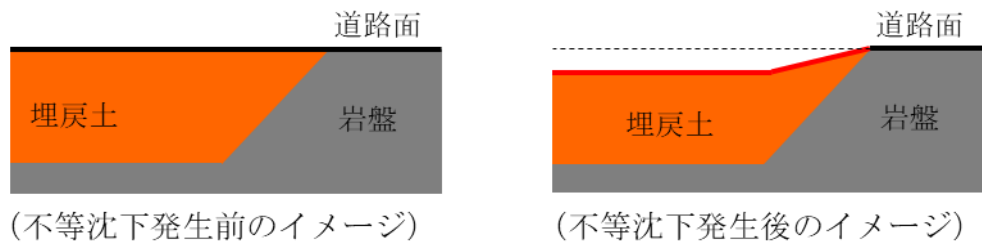


図 2-8 岩盤と埋戻土との境界部の状況（第 1 保管エリア）

表 2-8 液状化及び揺すり込みによる不等沈下に対する影響評価結果

被害要因	評価結果			
	第 1 保管エリア	第 2 保管エリア	第 3 保管エリア	第 4 保管エリア
液状化及び揺すり込みによる不等沈下	問題なし	問題なし	該当なし	該当なし

(b) 傾斜の評価

液状化及び揺すり込みによる傾斜に対する影響評価結果について、傾斜量の算定結果を表 2-9 に、保管場所への影響評価結果を表 2-10 に示す。

評価の結果、算定した傾斜量は評価基準を満足することから「問題なし」と評価し、液状化及び揺すり込みによる傾斜が保管場所に影響を及ぼさないことを確認した。

表 2-9 傾斜量の算定結果

(単位：%)

第 1 保管 エリア	第 2 保管 エリア	第 3 保管 エリア	第 4 保管 エリア	評価基準
3.5	4.1	—	—	傾斜 15%以下

表 2-10 液状化及び揺すり込みによる傾斜に対する影響評価結果

被害要因	評価結果			
	第 1 保管エリア	第 2 保管エリア	第 3 保管エリア	第 4 保管エリア
液状化及び揺すり込みによる傾斜	問題なし	問題なし	該当なし	該当なし

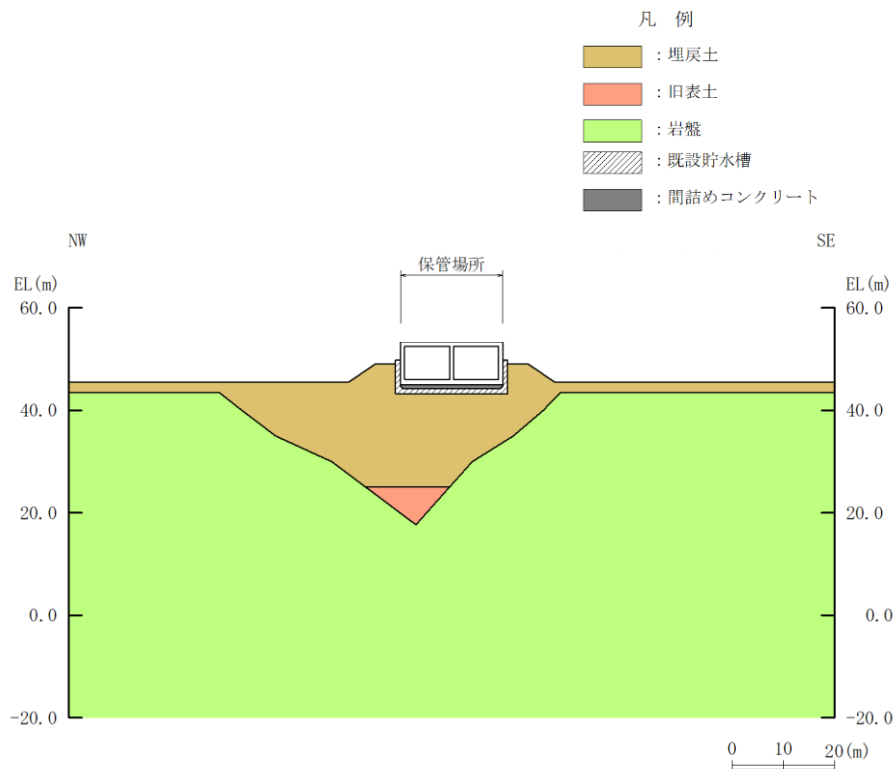
(2) 液状化に伴う浮き上がり

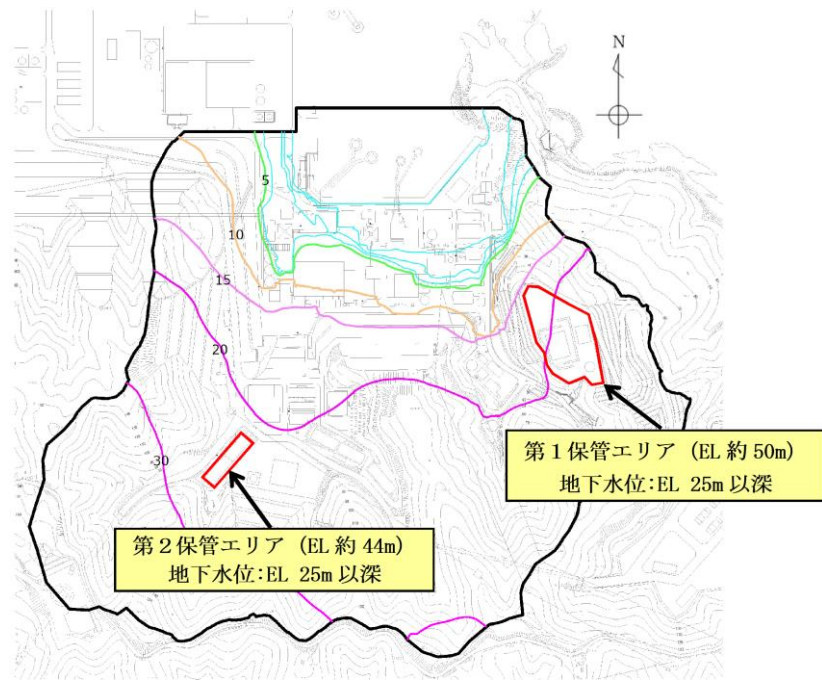
a. 評価方法

液状化に伴う浮き上がりに対する保管場所への影響を評価する。

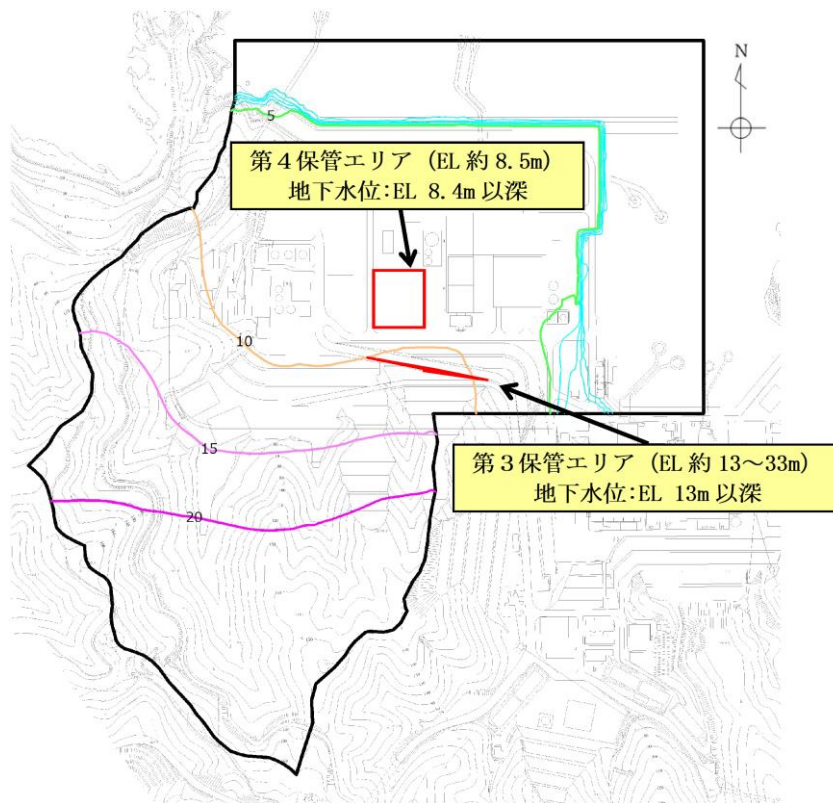
第2保管エリアの断面図を図2-9に示す。浮き上がりの評価の対象については、地中埋設構造物である輪谷貯水槽（西1/西2）を対象とする。なお、第1保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリアについては、対象となる地中埋設構造物が存在しない。

保管場所への影響評価では、「トンネル標準示方書（土木学会 2006）」に基づき評価対象とする地中埋設構造物の揚圧力と抵抗力から浮き上がりに対する安全率を算定し、算定した浮き上がり安全率が評価基準以上となることを評価する。評価基準は、浮き上がりに対する安全率が1.0とする。また、影響評価に用いる地下水位については、地下水位低下設備の機能に期待しない条件により実施した3次元浸透流解析結果に基づいて設定する。図2-10に地下水位分布図を示す。





1, 2号機エリア



3号機エリア

図 2-10 保管場所の影響評価において参照する地下水位分布

b. 評価結果

液状化に伴う浮き上がりに対する保管場所への影響評価結果を表 2-11 に示す。

評価の結果、第 2 保管エリアについては、評価対象とした地中埋設構造物(輪谷貯水槽(西 1/西 2))の地下水位が当該構造物の下端 (EL43.6m) より十分低く、構造物に揚圧力は発生しないことから「問題なし」と評価し、液状化に伴う浮き上がりが保管場所に影響を及ぼさないことを確認した。

表 2-11 液状化に伴う浮き上がりに対する影響評価結果

被害要因	評価結果			
	第 1 保管エリア	第 2 保管エリア	第 3 保管エリア	第 4 保管エリア
液状化に伴う浮き上がり	該当なし	問題なし	該当なし	該当なし

2.3.4 地盤支持力の不足

(1) 評価方法

地盤支持力の不足による保管場所への影響を評価する。

評価の対象については、第1保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリアについては保管場所を構成する岩盤とし、第2保管エリアについては、盛土地盤とする。

保管場所への影響評価では、保管される可搬型設備の地震時接地圧に対する安全率を算定し、算定した地震時接地圧に対する安全率が評価基準を上回ることを確認する。地震時接地圧については、添付書類VI-2-別添3-2「可搬型重大事故等対処設備の保管エリア等における入力地震動」に基づく各保管場所の地表面での鉛直最大応答加速度から鉛直震度係数を算定し、常時接地圧に鉛直震度係数を乗じて算定する。

第1保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリアの常時接地圧は、可搬型設備のうち接地圧が最も大きい移動式代替熱交換設備(42620kg)を代表として選定し、当該車両の軸重量を用い舗装による荷重分散を考慮して算定する。

第2保管エリアの常時接地圧は、盛土上の輪谷貯水槽(西1/西2)の上であることから、大量送水車、中型ホース展張車(150A)、可搬型設備ストレナーの合計重量(21194kg)に輪谷貯水槽(西1/西2)1槽分の重量を加え、輪谷貯水槽(西1/西2)1槽分の面積による荷重分散を考慮して算定する。

地震時接地圧に対する安全率は、保管場所の地盤の種類による地盤支持力を、地震時接地圧で除すことで算定する。評価基準は、地震時接地圧による安全率が1.0とする。

基準地震動 S_s による各保管場所の鉛直震度係数を表2-12に、移動式代替熱交換設備の仕様を図2-11に示す。

表2-12 基準地震動 S_s による各保管場所の鉛直震度係数

保管場所	地表面での鉛直最大応答加速度	鉛直震度係数(G)*
第1保管エリア	707Gal	1.73
第2保管エリア	897Gal	1.92
第3保管エリア	452Gal	1.47
第4保管エリア	485Gal	1.50

注記*：鉛直震度係数(G) = 1 + (地表面での鉛直最大応答加速度 / 重力加速度)

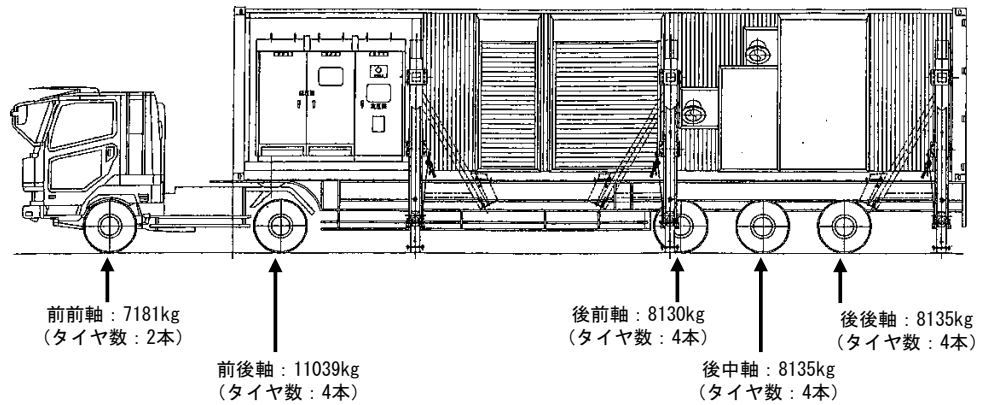


図 2-11 移動式代替熱交換設備の仕様

(2) 評価結果

地盤支持力の不足による影響評価結果について、表 2-13 に示す。

評価の結果、地震時接地圧に対する安全率が評価基準を満足することから「問題なし」と評価し、地盤支持力の不足が保管場所に影響を及ぼさないことを確認した。

表 2-13 地盤支持力の不足による影響評価結果

被害要因	保管場所	地震時 接地圧 (N/mm ²)	地盤 支持力 (N/mm ²)	地震時接地 圧に対する 安全率	評価基準
地盤支持力不足	第 1 保管エリア	1.1	3.9	3.5	1.0
	第 2 保管エリア	0.4	1.2	3.0	
	第 3 保管エリア	0.9	3.9	4.3	
	第 4 保管エリア	0.9	3.9	4.3	

2.3.5 地中埋設構造物の損壊

(1) 評価方法

地中埋設構造物の損壊による影響評価については、地中埋設構造物の損壊による保管場所への影響を評価する。評価の対象は、保管場所を横断する地中埋設構造物とする。保管場所への影響評価では、評価対象とする地中埋設構造物のうち、Sクラスとして設計された設備ではなく地表面付近に設置されている地中埋設構造物を、保管場所に影響を及ぼす地中埋設構造物として評価する。

(2) 評価結果

第1保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリアについては、保管場所に地中埋設構造物が存在しないことから、地中埋設構造物の損壊が保管場所に影響を及ぼさない。

第2保管エリアとしている輪谷貯水槽（西1/西2）については、添付書類VI-2-別添2-2「溢水源としない耐震B、Cクラス機器の耐震性についての計算書」に示すとおり耐震性を有することを説明する。

以上のことから、表2-14に示すとおり保管場所における地中埋設構造物の損壊による影響はないことを確認した。

表2-14 地中埋設構造物の損壊に対する影響評価結果

被害要因	評価結果			
	第1保管エリア	第2保管エリア	第3保管エリア	第4保管エリア
地中埋設構造物の損壊	該当なし	問題なし	該当なし	該当なし

3. 屋外のアクセスルート

3.1 屋外のアクセスルートの基本方針

自然現象に対して、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象を考慮し、外部人為事象に対して、飛来物（航空機落下）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮し、可搬型設備の保管場所から設置場所及び接続場所までのアクセスルートを複数設定する。

上記を受けた屋外のアクセスルート設定の考え方を以下に示す。また、屋外アクセスルート図を図 3-1 に示す。

(1) 地震及び津波の影響の考慮

- a. 複数設定するアクセスルートは以下の(a), (b)2つの条件を満足するルートとする。
 - (a) 基準津波の影響を受けない、防波壁内側のルート
 - (b) 基準地震動 S_s による被害（周辺構造物の倒壊（建物、鉄塔等）、周辺タンク等の損壊、周辺斜面の崩壊、道路面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、側方流動、液状化に伴う浮き上がり及び地中埋設構造物の損壊）の影響を考慮した以下のいずれかのルート
 - (b)-1：基準地震動 S_s による被害の影響を受けないルート
 - (b)-2：重機による復旧が可能なルート
 - (b)-3：人力によるホース若しくはケーブルの敷設が可能なルート
- b. アクセスルートは、(a)及び(b)-1を満足するルートを少なくとも1ルート設定する。

上記の条件を考慮した上で、全交流動力電源、又は全交流動力電源及び直流電源が喪失した場合の対応手段を確保するため可搬型設備による原子炉等への注水に係る可搬型設備のアクセスルートを設定する。

(2) 地震及び津波以外の自然現象又は外部人為事象の影響の考慮

地震及び津波以外の自然現象又は外部人為事象に対し、同時に影響を受けない又は重機による仮復旧が可能なアクセスルートを複数設定する。

また、地震及び津波時に期待しないルートとしてサブルートを設定する。

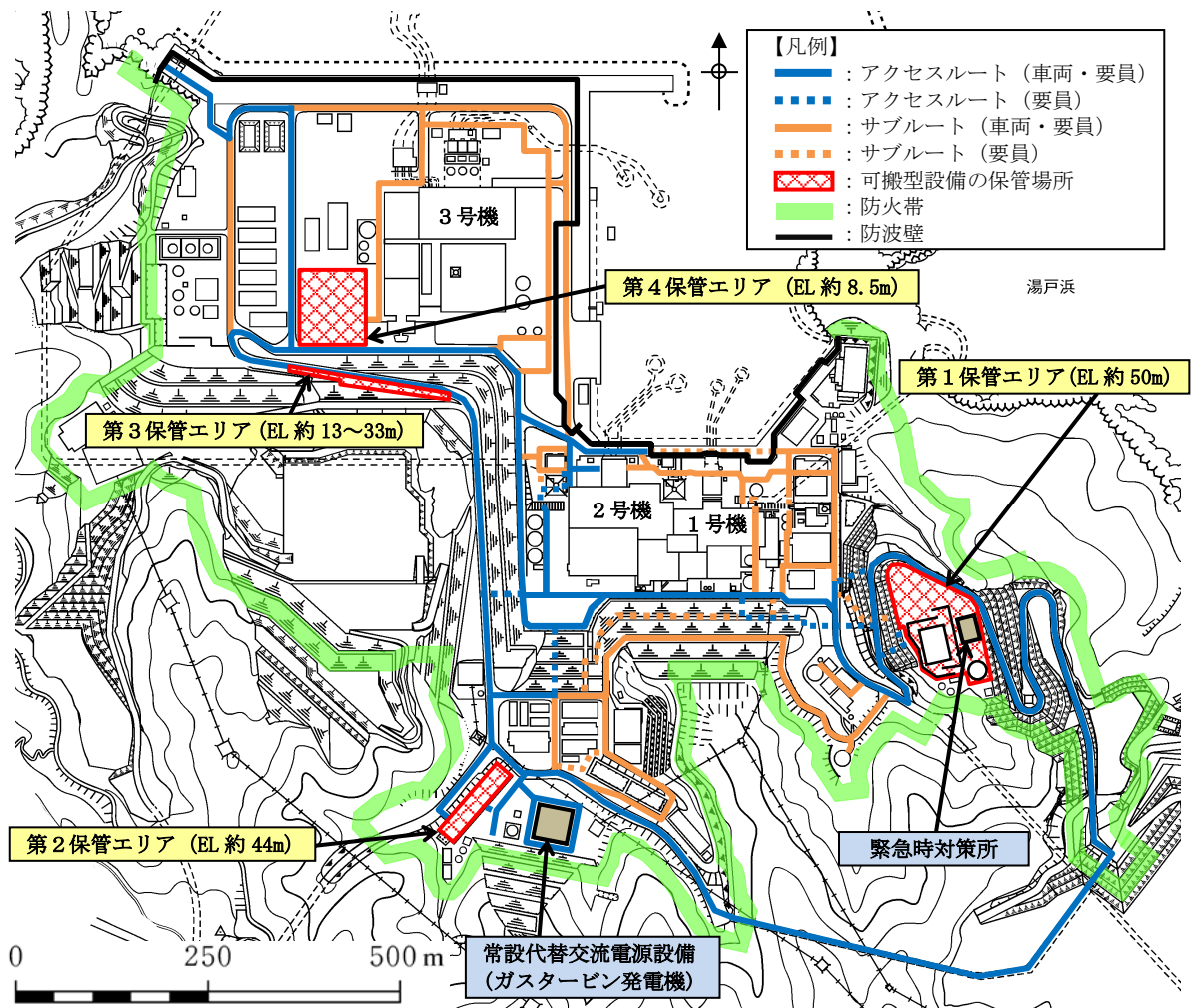


図 3-1 屋外アクセスルート図

3.2 屋外のアクセスルートの影響評価

屋外のアクセスルートの設計においては、屋外のアクセスルートについて想定される自然現象及び外部人為事象の抽出を行い、その自然現象及び外部人為事象に起因する被害要因に対して影響評価を行い、その影響を受けないルートを確認する、又はその影響を排除できるルートを確認する。なお、近隣工場等の火災・爆発については、立地的要因により影響を受けることはなく、飛来物（航空機落下）、航空機落下火災、船舶の衝突及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについても、複数のアクセスルートを確認することにより影響はない。また、有毒ガスについては、防護具の装備により通行に影響はなく、電磁的障害については、道路路面が直接影響を受けることはないことから、アクセスルートへの影響はない。

屋外のアクセスルートについて想定される自然現象及び外部人為事象の抽出結果を表 3-1 及び表 3-2 に示す。

表 3-1 屋外のアクセスルートに想定される自然現象(1/2)

自然現象	概略評価結果	被害要因抽出 ○：対象 ×：対象外
地震	・地盤や周辺斜面の崩壊による影響、周辺構造物の倒壊・損壊・火災・溢水による影響が考えられる。	○
津波	・基準津波に対し防波壁等を設置することから、アクセスルートへ遡上する浸水はない。	×
風（台風）	・風（台風）によりアクセスルートにがれきが発生した場合にも、ホイールローダにより撤去することが可能である。	×
竜巻	・竜巻によりアクセスルートにがれきが発生した場合にも、ホイールローダにより撤去することが可能である。 ・通信用無線鉄塔及び送電鉄塔が倒壊した場合であっても、影響を受けないアクセスルートを選択することで目的地へのアクセスが可能である。 ・竜巻防護施設周辺に関しては、竜巻発生予測を踏まえた車両の退避運用等の飛来物発生防止対策を実施することから、アクセスルートは竜巻による影響を受けない。 ・また、その他の場所に関しては、複数のアクセスルートが確保されていることから、飛来物によりアクセスに問題を生じる可能性は小さい。	×
凍結	・気象予報により事前の予測が十分可能であり、アクセスルートへの融雪剤散布を行うことで、アクセスに問題が生じる可能性が小さい。 ・路面が凍結した場合にも、走行可能なタイヤを装着していることから、アクセスに問題を生じる可能性は小さい。	×

表 3-1 屋外のアクセスルートに想定される自然現象(2/2)

自然現象	概略評価結果	被害要因抽出 ○：対象 ×：対象外
降水	・構内排水設備は十分な排水能力があることから、アクセスルートに滞留水は発生しない。	×
積雪	・気象予報により事前の予測が十分可能であり、積雪状況等を見計らいながらアクセスルートの除雪を行うことで対処が可能である。 ・また、アクセスルートの除雪は、ホイールローダによる実施も可能である。 ・積雪時においても、走行可能なタイヤを装着していることから、アクセスに問題を生じる可能性は小さい。	×
落雷	・落雷によりアクセスルートが影響を受けることはない。 ・落雷発生中は、屋内に退避し、状況を見て屋外作業を実施する。	×
地滑り・ 土石流	・複数のアクセスルートのうち、地滑り・土石流により影響を受ける範囲外のアクセスルートを用いることから、影響はない。	×
火山の影響	・噴火発生の情報を受けた際は、要員を確保し、アクセスルートの除灰を行うことにより対処が可能である。 ・また、アクセスルートの除灰は、ホイールローダによる実施も可能である。	×
生物学的事象	・容易に排除可能であるため、アクセスルートに影響はない。	×

表 3-2 屋外のアクセスルートに想定される外部人為事象

外部人為事象	概略評価結果	被害要因抽出 ○：対象 ×：対象外
森林火災	<ul style="list-style-type: none"> ・アクセスルートは、防火帯の内側（一部、防火帯外側のトンネル区間を含む）であり、延焼の影響を受けない。また、熱影響を受けないアクセスルートにより通行が可能であるため、アクセス性に支障はない。 ・万一、防火帯の内側に小規模な火災が延焼したとしても、自衛消防隊がアクセスルート周辺の消火活動を行うことにより対処が可能である。 	×

また、屋外のアクセスルートに対する被害要因及び被害事象を表 3-3 に示す。

表 3-3 屋外のアクセスルートに対する被害要因及び被害事象

屋外のアクセスルートに影響を与えるおそれのある被害要因	屋外のアクセスルートで懸念される被害事象
① 周辺構造物の倒壊 (建物, 鉄塔等)	倒壊物によるアクセスルートの閉塞
② 周辺タンク等の損壊* ¹	タンク等損壊に伴う火災及び溢水による通行不能
③ 周辺斜面の崩壊	土砂流入及び道路損壊による通行不能
④ 道路面のすべり	
⑤ 液状化及び揺すり込みによる不等沈下, 側方流動及び液状化に伴う浮き上がり	アクセスルートの不等沈下, 側方流動, 浮き上がりによる通行不能
⑥ 地盤支持力の不足	懸念される被害事象なし* ²
⑦ 地中埋設構造物の損壊	陥没による通行不能
⑧ 仮設耐震構台の損壊	仮設耐震構台の損壊による通行不能

注記*1: 淡水貯水槽の損壊による溢水評価を含む。

*2: 地震時においては、アクセスルート上に可搬型設備が保管されていないため、懸念される被害事象がない。

3.3 屋外のアクセスルートの評価方法及び結果

屋外のアクセスルートへの影響評価については、表 3-3 の被害要因ごとに評価する。

3.3.1 周辺構造物の倒壊及び周辺タンク等の損壊

(1) 評価方法

周辺構造物の倒壊及び周辺タンク等の損壊に対する影響評価においては、保管場所における影響評価と同様にアクセスルート周辺の構造物、タンク等を対象とし、これらが基準地震動 S_s により倒壊又は損壊することによるアクセスルートへの影響を評価する。

周辺構造物の倒壊及び周辺タンク等の損壊評価位置を図 3-2～図 3-4 に示す。ただし、S クラスの構造物、タンク等、若しくは S クラス以外で基準地震動 S_s により倒壊に至らないことを確認している構造物、タンク等については、周辺構造物の倒壊による影響評価の対象外とする。

周辺構造物の倒壊による影響範囲については、保守的に構造物、タンク等が根元から倒壊又は損壊するものとして、構造物、タンク等の高さに相当する範囲とし、必要な幅員を確保できない区間を通行に影響を及ぼす区間として抽出する。なお、周辺構造物については外装材の影響についても評価し、外装材の落下による影響範囲は建物の高さの半分として設定する。

車両通行に必要な幅員は、対象車両のうち最も大きい大型送水ポンプ車の全幅約 2.5m 及びホースの敷設幅を考慮し、3.0m とする。

また、周辺タンク等のうち可燃物施設の損壊については、図 3-5 に示すフローに基づいて評価し、薬品タンクの損壊については、漏えい、ガス発生及び人体への影響の観点から、溢水タンクの損壊については、溢水範囲の観点から、それぞれ通行性への影響について評価する。なお、アクセスルートへの影響評価における掘削箇所への溢水の流入については、掘削箇所に溢水タンクの損壊によって生じる溢水が流入することにより、地表面からの浸水深は低くなるため考慮しない。

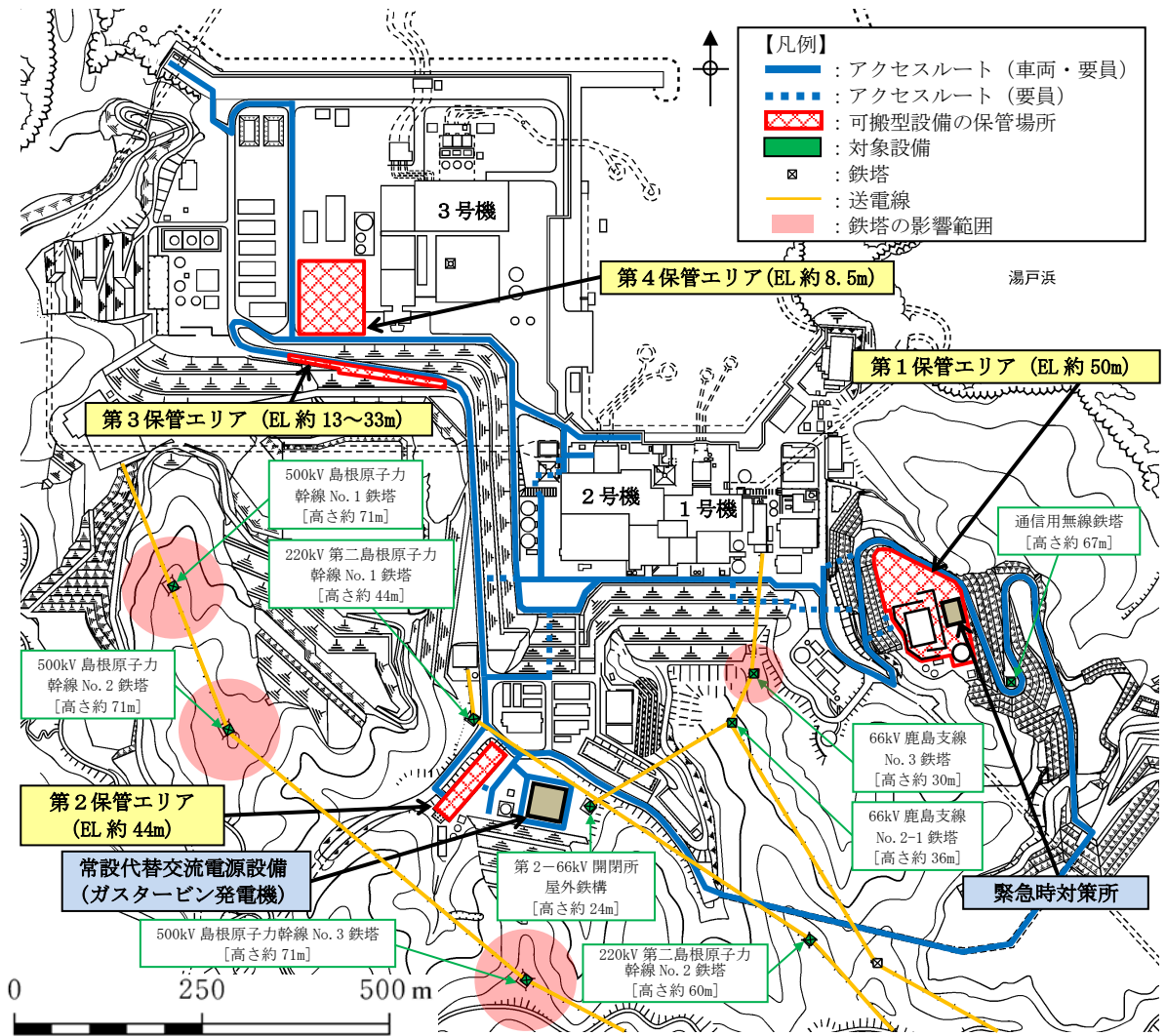


図 3-2 倒壊時にアクセスルートに影響を及ぼす周辺構造物配置図



図 3-3 可燃物施設及び薬品タンク配置図

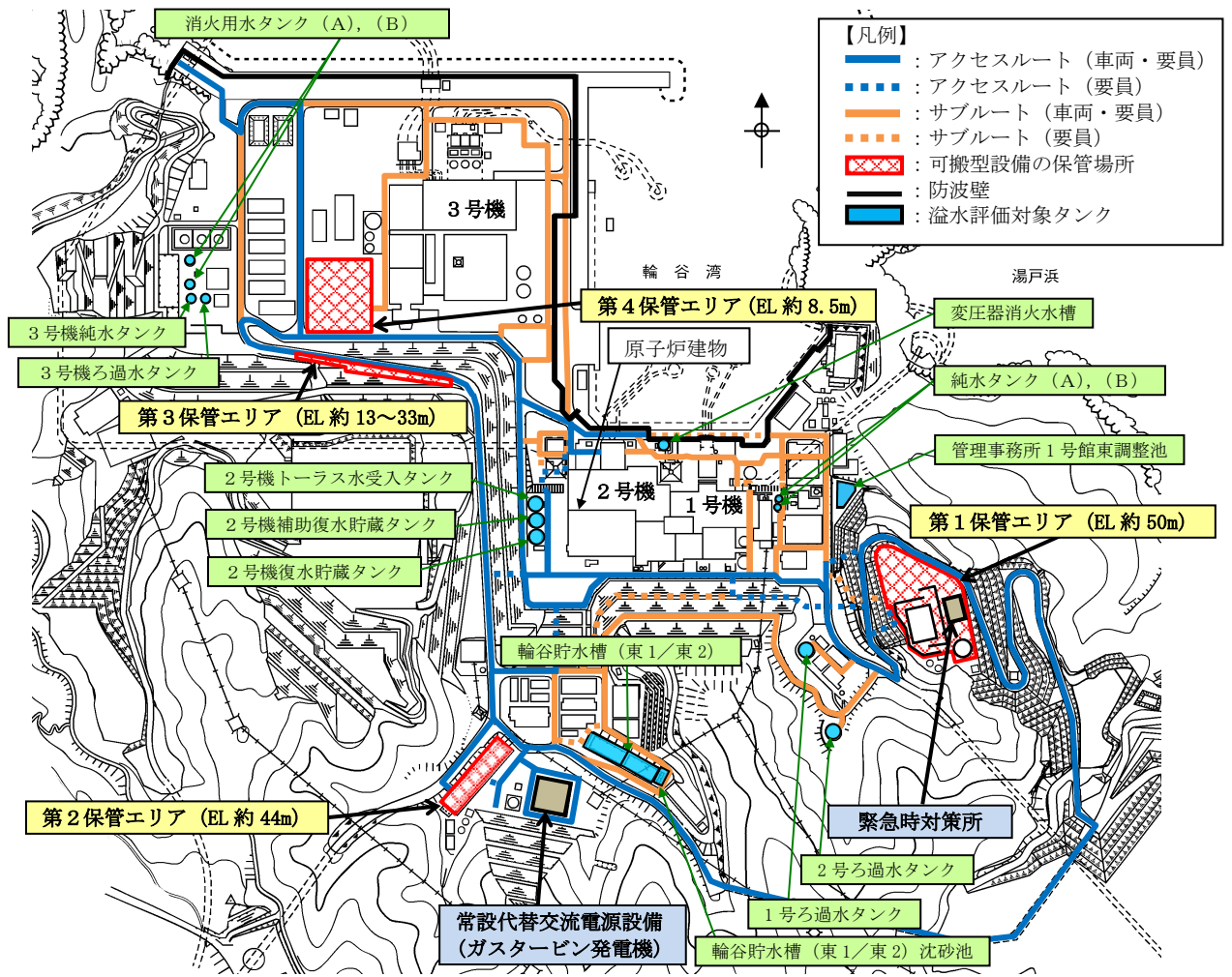
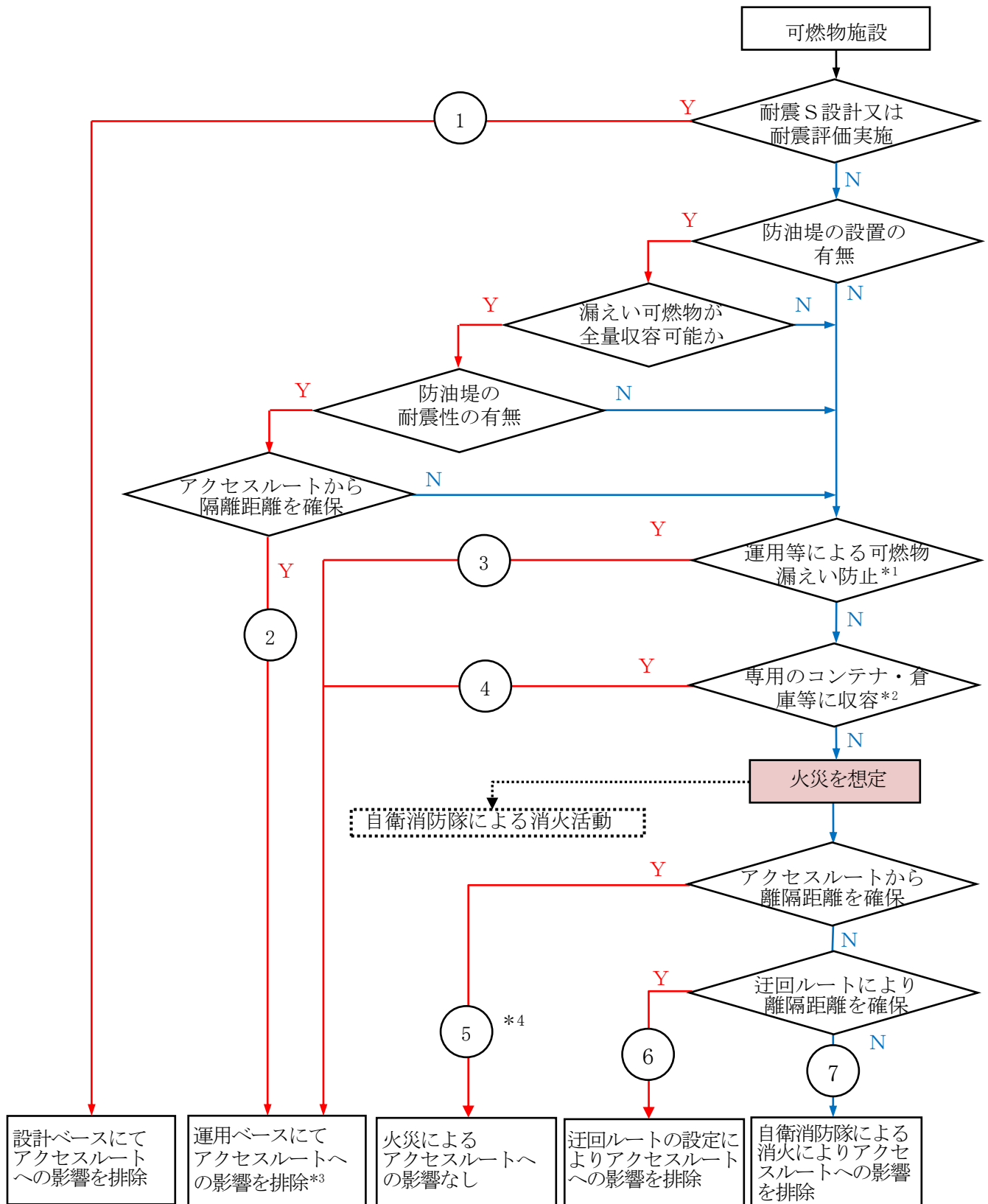


図 3-4 溢水評価対象タンク配置図



注記*1：ボンベロ金の通常閉運用（ロ金を開としている期間は、作業員を配置し、ただちに閉止可能とする）

*2：保管可燃物は、ドラム缶等の容器に収納、固縛し転倒防止措置を行う。

*3：火災の発生は考えにくいですが、万一火災が発生した場合は自衛消防隊による消火活動を実施する。

*4：地下又はダクト内の可燃物施設は、火災発生は想定しない。

図 3-5 可燃物施設の損壊による屋外のアクセスルートへの影響評価フロー

(2) 評価結果

a. 周辺構造物の倒壊

屋外のアクセスルートの周辺構造物の倒壊による通行性への影響評価を行った結果を表 3-4 に示す。

周辺構造物の倒壊によってがれきが発生した場合でも、必要な幅員が確保可能であり、アクセスルートに影響を及ぼさないことを確認した。

アクセスルートの周辺には送電鉄塔が設置されているが、倒壊及び滑落影響範囲に含まれていないこと、又は鉄塔本体及び鉄塔基礎について、基準地震動 S_s による耐震評価を行い、倒壊しないことを確認していることから影響はない。

また、斜面上に位置する鉄塔については斜面の基準地震動 S_s による安定性評価を行い、鉄塔倒壊範囲がアクセスルート上にない鉄塔については鉄塔滑落評価を行い、影響がないことを確認している。

なお、屋内開閉所間のアクセスルート上空に送電線が架線されている 66kV 鹿島支線 No. 3 鉄塔について、万一、送電線の垂れ下がりによる通行支障が発生した場合であっても、送電線の垂れ下がりによる影響を受けない連絡通路の通行、迂回又はケーブルカッターによる切断等の対応により通行が可能である。

表 3-4 倒壊時にアクセスルートの閉塞が懸念される構造物の被害想定及び対応内容(1/2)

設備名称	被害想定	対応内容
66kV 鹿島支線 No. 2-1 鉄塔	<ul style="list-style-type: none"> ・地震により鉄塔がアクセスルート上に倒壊し、アクセスルートを閉塞する。 ・地震により送電線が断線し、アクセスルート上に垂れ下がり、アクセスルートを閉塞する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・鉄塔基礎の安定性に影響を及ぼす要因（「盛土の崩壊」、「地すべり」及び「急傾斜地の土砂崩壊」）について評価を行い、影響がないことを確認している。 ・更なる安全性向上のための対策として、基準地震動 S_s における耐震評価及び斜面の安定性評価を行い、地震時においても鉄塔が倒壊しないことを確認している。
220kV 第二島根原 子力幹線 No. 2 鉄塔		
220kV 第二島根原 子力幹線 No. 1 鉄塔	<ul style="list-style-type: none"> ・地震により鉄塔がアクセスルート上に倒壊し、アクセスルートを閉塞する。 ・地震により送電線が断線し、アクセスルート上に垂れ下がり、アクセスルートを閉塞する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・鉄塔基礎の安定性に影響を及ぼす要因（「盛土の崩壊」、「地すべり」及び「急傾斜地の土砂崩壊」）について評価を行い、影響がないことを確認している。 ・66kV 鹿島支線 No. 3 鉄塔～屋内開閉所間のアクセスルート上空に送電線が架線されているが、鉄塔倒壊、送電線落下による影響については連絡通路を設置することでアクセスルートの健全性を確保している。 ・さらに、鉄塔滑落評価により滑落範囲を確認し、アクセスルートの健全性を確保している。 ・万一、送電線の垂れ下がりによる通行支障が発生した場合であっても、送電線の垂れ下がりによる影響を受けない連絡通路の通行、迂回又はケーブルカッターによる切断等の対応が可能であり影響はない。
66kV 鹿島支線 No. 3 鉄塔		<ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動 S_s における耐震評価を行い、地震時においても鉄塔が倒壊しないことを確認している。
第 2-66kV 開閉所 屋外鉄構		<ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動 S_s における耐震評価を行い、地震時においても鉄塔が倒壊しないことを確認している。

表 3-4 倒壊時にアクセスルートの閉塞が懸念される構造物の被害想定及び対応内容 (2/2)

設備名称	被害想定	対応内容
500kV 島根原子力 幹線 No. 1 鉄塔	<ul style="list-style-type: none"> • 地震により鉄塔がアクセスルート上に倒壊し、アクセスルートを閉塞する。 • 地震により送電線が断線し、アクセスルート上に垂れ下がり、アクセスルートを閉塞する。 	<ul style="list-style-type: none"> • 鉄塔基礎の安定性に影響を及ぼす要因（「盛土の崩壊」、「地すべり」及び「急傾斜地の土砂崩壊」）について評価を行い、影響がないことを確認している。 • 鉄塔滑落評価により滑落範囲を確認し、影響がないことを確認している。
500kV 島根原子力 幹線 No. 2 鉄塔		
500kV 島根原子力 幹線 No. 3 鉄塔		
通信用無線鉄塔	<ul style="list-style-type: none"> • 地震により鉄塔がアクセスルート上に倒壊し、アクセスルートを閉塞する。 	<ul style="list-style-type: none"> • 基準地震動 S_s における耐震評価及び斜面の安定性評価を行い、地震時においても鉄塔が倒壊しないことを確認している。

b. 周辺タンク等の損壊

屋外のアクセスルートの周辺タンク等の損壊による通行性への影響については、可燃物施設、薬品タンク及び溢水タンクに分けて評価結果を以下に示す。

(a) 可燃物施設

屋外のアクセスルートの周辺タンク等のうち可燃物施設の損壊による通行性への影響評価の結果を表 3-5 に示す。

また、可燃物施設のうち、火災を想定する施設の火災時の影響範囲を図 3-6 に示す。可燃物施設で火災の発生を想定した場合においても、屋外のアクセスルートからの十分な離隔距離が確保できること、万一、火災が発生した場合においても、迂回が可能であること、加えて自衛消防隊による早期の消火活動が可能であることから、可燃物施設の損壊によって通行性に対して影響を及ぼさないことを確認した。

なお、主要な変圧器は、変圧器火災対策及び事故拡大防止対策が図られており、また、2、3号機の変圧器において防油堤内に漏えいした絶縁油は防油堤地下の排油溜めに流下するため火災発生の可能性は極めて低いと考えられるが、火災が発生するものと保守的に想定して評価を実施している。

表 3-5 屋外のアクセスルート周辺の可燃物施設の被害想定及び対応内容(1/4)

No.	設備名称	被害想定	対応内容
1	ガスタービン 発電機用 軽油タンク	・なし	<ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動 S s により破損しないため、火災は発生しない。 ・万一、火災が発生した場合には、迂回する。また、自衛消防隊による消火活動を実施する。
2	第 2 予備変圧器		
3	重油移送配管 (防波壁乗り越え 箇所)		
4	予備変圧器	<ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動 S s により変圧器が破損し、漏えいした絶縁油による火災発生のおそれ 	<ul style="list-style-type: none"> ・中越沖地震によって発生した柏崎刈羽原子力発電所 3 号機の所内変圧器火災の要因を考慮した変圧器火災対策が図られている。 ・防油堤が設置されており、漏えいした絶縁油は防油堤内に全量貯留可能である。 ・防油堤内に全量貯留状態で火災が発生した場合*でも、アクセスルートからの離隔距離が確保されており、アクセスルートへの影響はない。 ・基準地震動 S s により防油堤の損壊も考えられるが、周囲の地下ダクト内に流下すること及びアクセスルート方向に向かわない排水路に流下するため、地上部のアクセスルートへの影響はない。 ・万一、アクセスルートに影響のある火災が発生した場合には、迂回する。また、自衛消防隊による消火活動を実施する。
5	1 号機 起動変圧器		
6	2 号機 主変圧器	<ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動 S s により変圧器が破損し、漏えいした絶縁油による火災発生のおそれ 	<ul style="list-style-type: none"> ・中越沖地震によって発生した柏崎刈羽原子力発電所 3 号機の所内変圧器火災の要因を考慮した変圧器火災対策が図られていること及び防油堤内に漏えいした絶縁油は防油堤地下の排油溜めに流下するため、地上部のアクセスルートに影響のある変圧器火災の可能性は極めて小さい。 ・防油堤内に全量貯留状態で火災が発生した場合*でも、アクセスルートからの離隔距離が確保されており、アクセスルートへの影響はない。 ・万一、アクセスルートに影響のある火災が発生した場合には、迂回する。また、自衛消防隊による消火活動を実施する。
7	2 号機 所内変圧器		
8	2 号機 起動変圧器		
9	3 号機 主変圧器		
10	3 号機 所内変圧器		
11	3 号機 補助変圧器		

表 3-5 屋外のアクセスルート周辺の可燃物施設の被害想定及び対応内容(2/4)

No.	設備名称	被害想定	対応内容
12	A-ディーゼル 燃料貯蔵タンク	<ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動 S s によりタンク又 は付属配管が破 損し,漏えいした 軽油による火災 発生のおそれ 	<ul style="list-style-type: none"> ・地下式のタンクであり,地上部のアクセスルート への影響はない。 ・万一,アクセスルートに影響のある火災が発生した 場合には,迂回する。また,自衛消防隊による消火 活動を実施する。
13	HPCS-ディーゼル 燃料貯蔵タンク		
14	B-ディーゼル 燃料貯蔵タンク		
15	緊急時対策所用 燃料地下タンク		
16	ガスタービン 燃料地下タンク		
17	補助ボイラ L P G ボンベ 【補助ボイラ L P G ボンベ庫】	<ul style="list-style-type: none"> ・なし 	<ul style="list-style-type: none"> ・補助ボイラ L P G ボンベはマニホールドにて一連で 固定,又はチェーンにより固縛されており,転倒に よる損傷は考えにくく,また着火源とも成り難いた め火災の発生は極めて低い。 ・万一,火災が発生した場合には,迂回する。また, 自衛消防隊による消火活動を実施する。
18	O F ケーブル	<ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動 S s により O F ケー ブルが破損し,漏 えいした絶縁油 による火災発生 のおそれ 	<ul style="list-style-type: none"> ・地下又はダクト内設置であり,地上部のアクセスル ートへの影響はない。 ・万一,火災が発生した場合には,迂回する。また, 自衛消防隊による消火活動を実施する。
19	重油移送配管	<ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動 S s により配管が破 損し,漏えいした 重油による火災 発生のおそれ 	

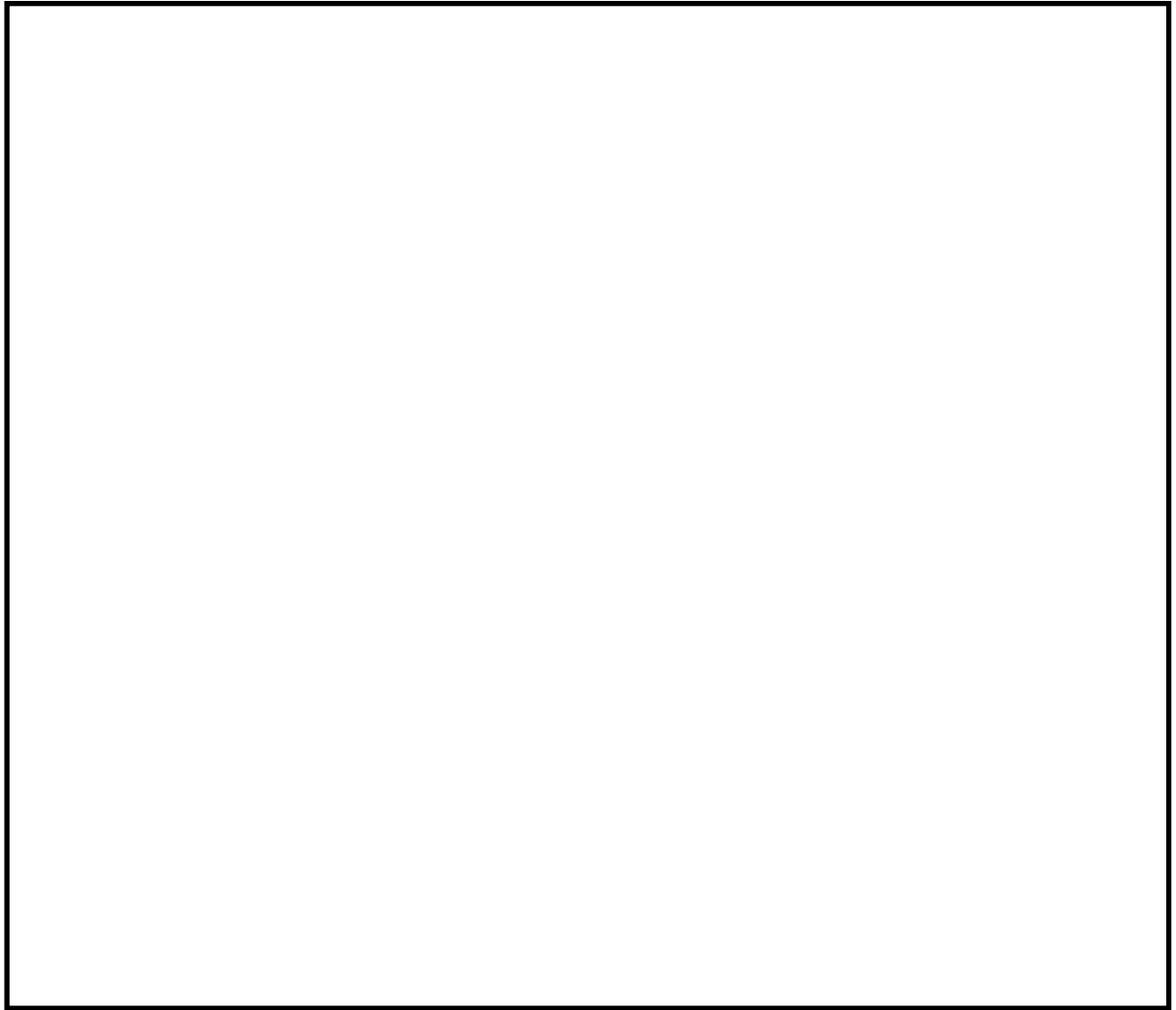
表 3-5 屋外のアクセスルート周辺の可燃物施設の被害想定及び対応内容(3/4)

No.	設備名称	被害想定	対応内容
20	OFケーブル タンク	<ul style="list-style-type: none"> 基準地震動 S s によりタンク又は付属配管が破損し、漏えいした絶縁油による火災発生のおそれ 	<ul style="list-style-type: none"> 防油堤が設置されており、漏えいした重油は防油堤内に全量貯留可能である。 防油堤内に全量貯留状態で火災が発生した場合*でも、アクセスルートからの離隔距離が確保されており、アクセスルートへの影響はない。 基準地震動 S s により防油堤の損壊も考えられるが、周囲の地下ダクト内に流下するため、地上部のアクセスルートへの影響はない。 万一、アクセスルートに影響のある火災が発生した場合には、迂回する。また、自衛消防隊による消火活動を実施する。
21	補助ボイラ サービスタンク	<ul style="list-style-type: none"> 基準地震動 S s によりタンク又は付属配管が破損し、漏えいした重油による火災発生のおそれ 	<ul style="list-style-type: none"> 耐震性を有する溢水防止壁が設置されており、漏えいした重油は溢水防止壁内に全量貯留可能である。 溢水防止壁内に全量貯留状態で火災が発生した場合でも、アクセスルートからの離隔距離が確保されており、アクセスルートへの影響はない。 万一、アクセスルートに影響のある火災が発生した場合には、迂回する。また、自衛消防隊による消火活動を実施する。
22	重油タンク	<ul style="list-style-type: none"> 基準地震動 S s によりタンク又は付属配管が破損し、漏えいした重油による火災発生のおそれ 	<ul style="list-style-type: none"> 耐震性を有する溢水防止壁が設置されており、漏えいした重油は溢水防止壁内に全量貯留可能である。 溢水防止壁内に全量貯留状態で火災が発生した場合でも、アクセスルートからの離隔距離が確保されており、アクセスルートへの影響はない。 万一、アクセスルートに影響のある火災が発生した場合には、迂回する。また、自衛消防隊による消火活動を実施する。
23	非常用ディーゼル 発電設備 軽油タンク	<ul style="list-style-type: none"> なし 	<ul style="list-style-type: none"> 危険物貯蔵所としての使用を廃止し、軽油を貯蔵しない運用とする。

表 3-5 屋外のアクセスルート周辺の可燃物施設の被害想定及び対応内容(4/4)

No.	設備名称	被害想定	対応内容
24	水素ガスボンベ 【水素・炭酸 ガスボンベ室】	・なし	<ul style="list-style-type: none"> ・ガスボンベはマニホールドにて一連で固定, 又はチェーンにより固縛されており, 転倒による損傷は考えにくく, また着火源とも成り難いため火災の発生は極めて低い。 ・万一, 火災が発生した場合には, 迂回する。また, 自衛消防隊による消火活動を実施する。
25	水素ガスボンベ 【高圧ガス貯蔵所】		
26	LPGボンベ 【協力企業 A 社事務所 4】		
27	アセチレンガスボンベ 【5号倉庫】		
28	アセチレンガスボンベ 【協力企業 A 社事務所 2】		
29	第 1 危険物倉庫	・なし	<ul style="list-style-type: none"> ・倉庫への保管可能量は限られており, また倉庫そのものが危険物を保管するための専用の保管庫になっているため火災の発生は極めて低い。 ・万一, 火災が発生した場合には, 迂回する。また, 自衛消防隊による消火活動を実施する。
30	第 3 危険物倉庫		
31	危険物倉庫		

注記* : 基準地震動 S s による防油堤の損壊により, 防油堤外に漏えいした場合は, 周囲の地下ダクト内に流下する又はアクセスルート方向に向かわない排水路に流下するが, 「防油堤内に全量貯留状態」における火災評価を行い, アクセスルートに影響がないことを確認する。



注記* : 放射熱強度 1.6kW/m^2 については, 石油コンビナートの防災アセスメント指針より引用

図 3-6 可燃物施設火災時の影響範囲

(b) 薬品タンク

屋外のアクセスルートの周辺タンク等のうち薬品タンクの損壊による通行性への影響評価の結果を表 3-6 に示す。

薬品タンクは、堰内又は建物内に設置されているため、漏えいによる影響は限定的と考えられる。屋外に設置されている 2 号機鉄イオン溶解タンクは、漏えいした場合であっても側溝に流れることから、漏えいによる影響はないと考えられる。また、屋外に設置されている 2 号機 N G C 液体窒素貯蔵タンクは、漏えいした場合であっても液体窒素は外気中に拡散することから、薬品タンクの損壊によって通行性に対して影響を及ぼさないことを確認した。

表 3-6 屋外のアクセスルート周辺の薬品タンクの被害想定及び対応内容

No.	設備名称	被害想定	対応内容
1	<ul style="list-style-type: none"> 2号機 鉄イオン溶解タンク 	(漏えい) ・地震によりタンク及び配管が破損し、漏えいする。 (人体への影響) ・吸入や接触により刺激を受けることがある。	<ul style="list-style-type: none"> 地震により破損した場合は、側溝に流れることから、作業・アクセスに対して影響はない。 万一、アクセスルート側に漏えいを発見し、薬品を特定した後は、緊急時対策要員が近傍を通るときに防護具を着用し、安全を確保した上で通行及び作業を行う。
2	<ul style="list-style-type: none"> PAC貯槽 【1号水ろ過装置室】 	(漏えい) ・地震により、タンク及び配管が破損し、漏えいする。 (人体への影響) ・皮膚、眼に対して軽度の刺激性がある。	<ul style="list-style-type: none"> タンクは建物内に設置されている。 タンク周辺に堰を設置している。 タンク及び付属配管が破損し漏えいしても堰内に全量収まる。 地震により堰が破損した場合は、1号水ろ過装置室周辺に敷かれている側溝に流れることから、作業・アクセスに対して影響はない。 万一、アクセスルート側に漏えいを発見し、薬品を特定した後は、影響のないアクセスルートに迂回する又は緊急時対策要員が近傍を通るときに防護具を着用し、安全を確保した上で通行及び作業を行う。
3	<ul style="list-style-type: none"> 硫酸貯槽 【1号水ろ過装置室】 	(漏えい) ・地震により、タンク及び配管が破損する。 (人体への影響) ・接触により皮膚の薬傷、眼の損傷のおそれがある。 ・吸入により生命の危険、呼吸器系の障害のおそれがある。	<ul style="list-style-type: none"> タンクは建物内に設置されている。 タンク周辺に堰を設置している。 タンク及び配管が破損し漏えいしても堰内に全量収まる。 地震により堰が破損した場合は、1号水ろ過装置室周辺に敷かれている側溝に流れることから、作業・アクセスに対して影響はない。 万一、アクセスルート側に漏えいを発見し、薬品を特定した後は、影響のないアクセスルートに迂回する又は緊急時対策要員が近傍を通るときに防護具を着用し、安全を確保した上で通行及び作業を行う。
4	<ul style="list-style-type: none"> 2号機 NGC液体窒素貯蔵タンク 	(漏えい) ・地震により、タンク及び配管が破損する。 (人体への影響) ・吸入により窒息のおそれがある。 ・接触により凍傷のおそれがある。	<ul style="list-style-type: none"> 当該設備は屋外に設置されており、万一漏えい等が発生した場合でも外気中に拡散することから、作業・アクセスに対して影響はない。 万一、窒素の漏えいを発見した場合には、影響のないアクセスルートに迂回する。

(c) 溢水タンク

屋外のアクセスルートの周辺タンク等のうち溢水タンクの損壊による通行性への影響評価の結果を表 3-7 に示す。

タンクからの溢水は、周辺の道路上及び排水設備を自然流下して比較的短時間で拡散することから、溢水タンクの損壊によって通行性に対して影響を及ぼさないことを確認した。

なお、屋外のアクセスルートにおける歩行可能な水深については、建物の浸水時における歩行可能な水深が、「地下空間における浸水対策ガイドライン（平成 14 年 3 月 28 日国土交通省）」において、歩行困難水深及び水圧でドアが開かなくなる水深から 30cm 以下と設定されていることより、屋外においても同値とする。

表 3-7 屋外のアクセスルート周辺の溢水評価対象タンクの被害想定及び対応内容

No.	設備名称	被害想定	対応内容
1	3号機ろ過水タンク	<ul style="list-style-type: none"> ・ 基準地震動 S s によるタンク及び付属配管の破損による溢水 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 地震によりタンク又は付属配管が破損した場合でも、EL8.5m エリアは周辺の空地が平坦かつ広大であり、溢水は拡散することから、徒歩及び可搬型設備のアクセス性に影響はない*1。 ・ 万一、溢水した場合であっても、純水、ろ過水であり、人体への影響はない。
2	3号機純水タンク		
3	消火用水タンク (A), (B)		
4	変圧器消火水槽		
5	2号機復水貯蔵タンク		
6	2号機補助復水貯蔵タンク		
7	2号機トラス水受入タンク		
8	純水タンク (A), (B)		
9	2号ろ過水タンク		
10	1号ろ過水タンク		
11	輪谷貯水槽 (東 1/東 2)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 基準地震動 S s によるスロッシングでの溢水 	<ul style="list-style-type: none"> ・ スロッシングにより溢水した場合でも、傾斜により高さの低いエリアへ比較的短時間 (約 5 分程度) で拡散することから、徒歩及び可搬型設備のアクセス性に影響はない*1。 ・ 万一、溢水した場合であっても、淡水であり、人体への影響はない。
12	管理事務所 1 号館東調整池	<ul style="list-style-type: none"> ・ 基準地震動 S s による貯水槽の破損による溢水 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 地震により貯水槽又は付属配管が破損した場合でも、傾斜により高さの低いエリアへ比較的短時間 (約 30 分程度) で拡散することから、徒歩及び可搬型設備のアクセス性に影響はない*1。 ・ 万一、溢水した場合であっても、淡水であり、人体への影響はない。
13	輪谷貯水槽 (東 1/東 2) 沈砂池	<ul style="list-style-type: none"> ・ 基準地震動 S s による貯水槽の破損による溢水 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 地震により貯水槽が破損した場合でも、傾斜により高さの低いエリアへ比較的短時間 (約 5 分程度) で拡散することから、徒歩及び可搬型設備のアクセス性に影響はない*1。 ・ 万一、溢水した場合であっても、淡水であり、人体への影響はない。

注記*1：徒歩可能な浸水深 30cm 以下及び可搬型設備がアクセス可能な浸水深 22cm (可搬型設備の機関排気口高さの最低値) 以下となることから、アクセス性に影響はない。

*2：2号機復水貯蔵タンク等のタンク水の放射能濃度の管理値 (上限値) に基づき、線量影響評価を行った場合でも、 $4.7 \times 10^{-2} \text{mSv/h}$ 程度であり、緊急時の被ばく線量限度 (100mSv) に対して十分な作業時間が確保できることから、人体への影響はない。

3.3.2 周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり

(1) 評価方法

アクセスルートの周辺斜面について、基準地震動 S_s によるすべり安定性評価を実施する。なお、当該評価にはアクセスルート周辺斜面に兼ねる保管場所の周辺斜面及び敷地下斜面がアクセスルート周辺斜面の評価も含まれる。

当該評価については、安全対策工事に伴う掘削後の状態を前提としているため、掘削前の状態の評価については、「別紙 1 保管場所及びアクセスルートの周辺斜面及び敷地下斜面のすべり安定性評価（掘削前）」に示す。

保管場所及びアクセスルートに影響を及ぼすおそれのある斜面を図 3-7 に示す。これらの斜面を対象に、斜面法尻標高毎及び種類毎に 4 つのグループに分類し、グループ毎に岩級、盛土厚、斜面高さ、斜面の勾配及びシームの分布の有無等の影響要因の観点から比較を行い、評価対象斜面を選定する。

評価対象断面のうち、掘削によるすべり安定性の低下が懸念される斜面については、掘削幅及び深さ等の観点から保守的に掘削箇所を投影し、すべり安定性評価を実施する。評価対象斜面を図 3-8 及び表 3-8 に示す。

選定した評価対象斜面を対象に、基準地震動 S_s に対する地震応答解析を 2 次元動的有限要素法により行う。

表 3-9 に使用する解析コードを示す。なお、解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、添付書類 VI-5 「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

対策工を実施した斜面のうち切取を行った斜面については、切取後の斜面で基準地震動 S_s に対する地震応答解析を実施し、地震時の斜面の安定性を評価する。

第 3 保管エリアの敷地下斜面及び第 3 保管エリア周辺のアクセスルート周辺斜面の①-①' 断面及び②-②' 断面は、基準地震動 S_s による地震力に対して、敷地内土木構造物である抑止杭を設置することで、斜面の崩壊を防止できる設計とする。

なお、対策工（抑止杭）を設置した斜面における抑止杭周辺地盤及び抑止杭間の岩盤については、添付書類 VI-1-9-3-1 「斜面安定性に関する計算書」において、その健全性を確保していることを確認している。

また、対策工を実施した斜面である③-③' 断面は掘削によるすべり安定性の低下が懸念される斜面であるが、同じく掘削によるすべり安定性の低下が懸念される斜面である④-④' 断面と比較して、 C_L 級の岩盤が分布しないこと、斜面高さが低いこと及び簡便法の最小すべり安全率が大きいことから、③-③' 断面のすべり安定性評価を④-④' 断面の評価に代表させる。



図 3-7 保管場所及びアクセスルートに影響を及ぼすおそれのある斜面

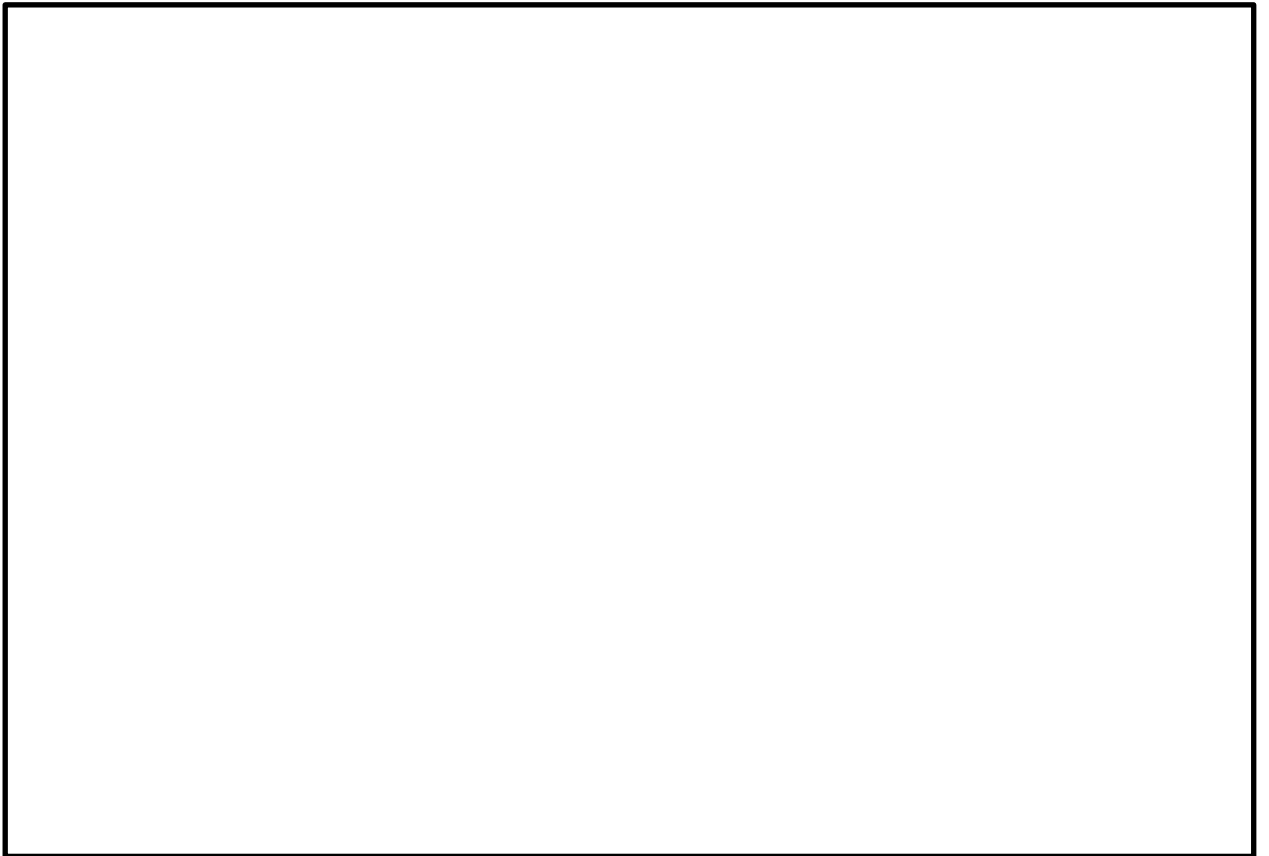


図 3-8 評価対象断面位置

表 3-8 評価対象斜面

グループ	斜面種別	対象斜面	掘削によるすべり 安定性の低下が 懸念される斜面
A	岩盤斜面	④-④' 断面	○
		⑤-⑤' 断面	
B	盛土斜面	⑧-⑧' 断面	○
C	岩盤斜面	⑫-⑫' 断面	
		⑬-⑬' 断面	
		⑭-⑭' 断面	
D	盛土斜面	⑰-⑰' 断面	
対策工を実施 した斜面	切取を実施 した斜面	⑦-⑦' 断面	
		⑩-⑩' 断面	
	抑止杭を設 置した斜面	①-①' 断面	
		②-②' 断面	

表 3-9 解析コード

	解析コード
入力地震動の算定	S H A K E Ver. 2.0
静的解析 (全応力解析)	S - S T A N Ver. 20_SI
地震応答解析 (全応力解析)	A D V A N F Ver. 4.0
地震応答解析 (有効応力解析)	F L I P Ver. 7.4.0
すべり安全率算定	C P O S T S K Ver. 19.1

(2) 評価結果

周辺斜面のすべりに対する評価結果を表 3-10 及び図 3-9 に示す。

周辺斜面を対象としたすべりに対する安定性評価の結果，評価対象斜面の最小すべり安全率は評価基準値 1.0 を上回っていることを確認した。

表 3-10 周辺斜面の安定性評価結果

グループ	斜面種別	評価対象斜面	すべり安全率
A	岩盤斜面	④-④' 断面	1.59
		⑤-⑤' 断面	2.48
B	盛土斜面	⑧-⑧' 断面	1.56
C	岩盤斜面	⑫-⑫' 断面	2.07
		⑬-⑬' 断面	1.47
		⑭-⑭' 断面	1.53
D	盛土斜面	⑰-⑰' 断面	2.17
対策工を実施した斜面	切取を実施した斜面	⑦-⑦' 断面	2.31
		⑩-⑩' 断面	3.83
	抑止杭を設置した斜面	①-①' 断面	1.48
		②-②' 断面	1.66

【グループ A】

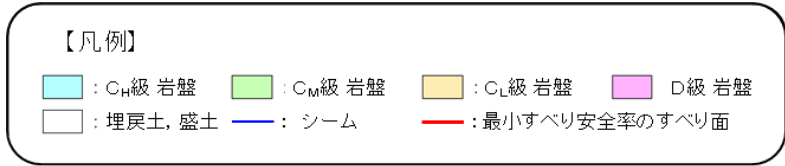
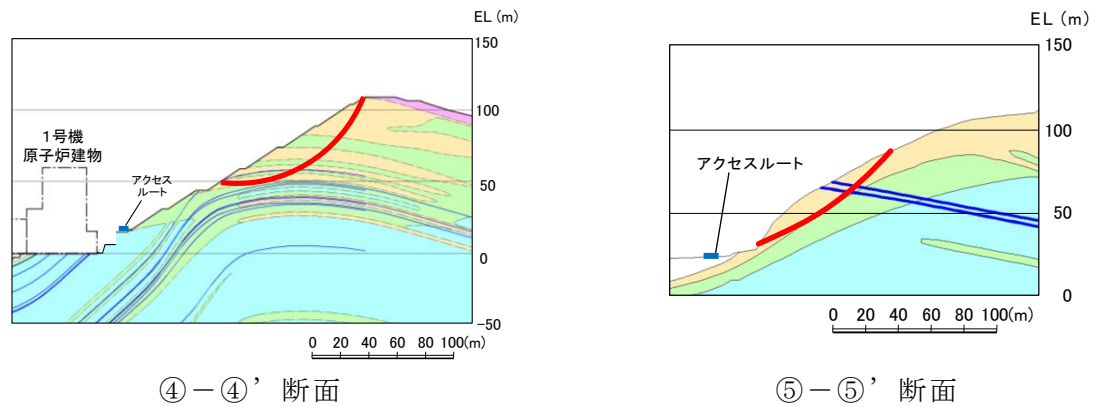


図 3-9 周辺斜面の安定性評価結果 (1/5)

【グループ B】

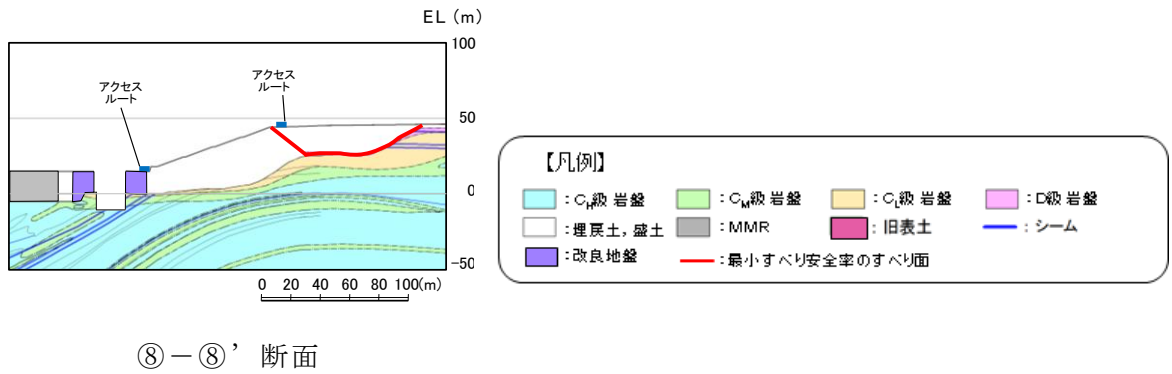


図 3-9 周辺斜面の安定性評価結果 (2/5)

【グループC】

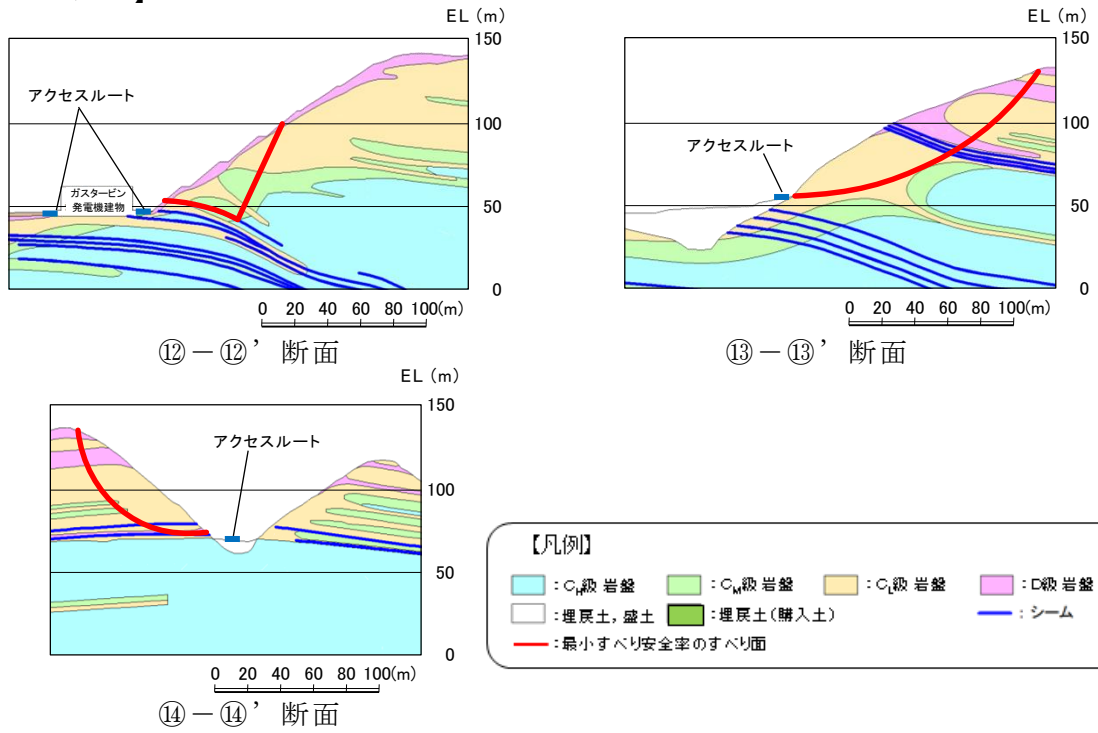


図 3-9 周辺斜面の安定性評価結果 (3/5)

【グループD】

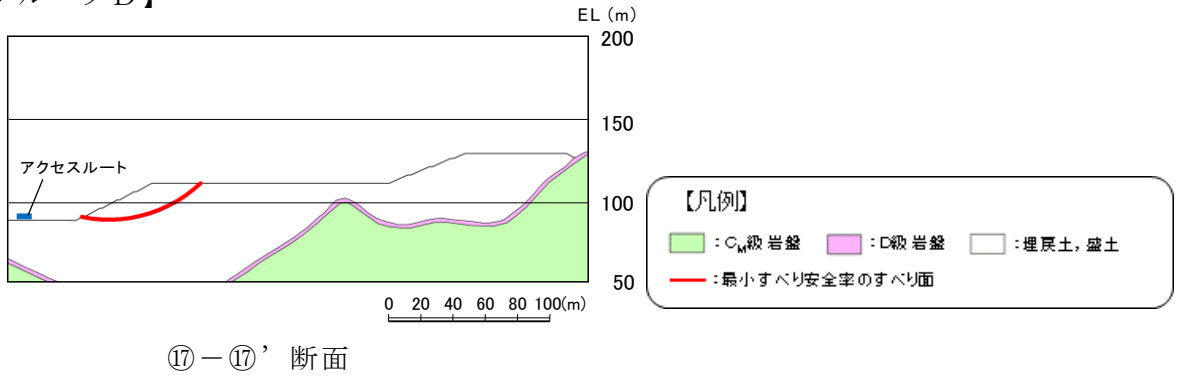
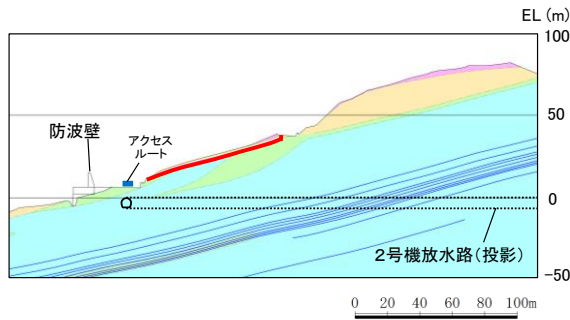
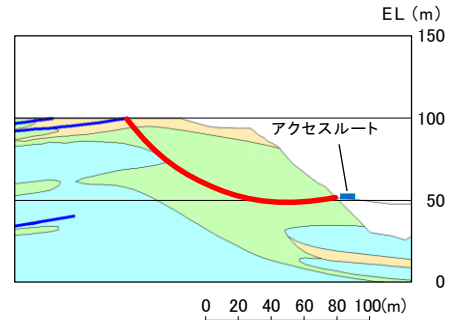


図 3-9 周辺斜面の安定性評価結果 (4/5)

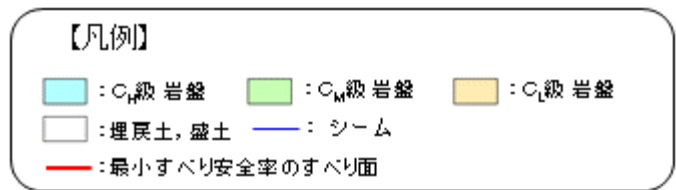
【対策工を実施した斜面（切取を実施した斜面）】



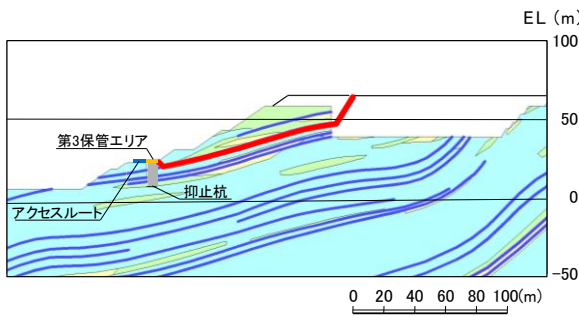
⑦-⑦' 断面



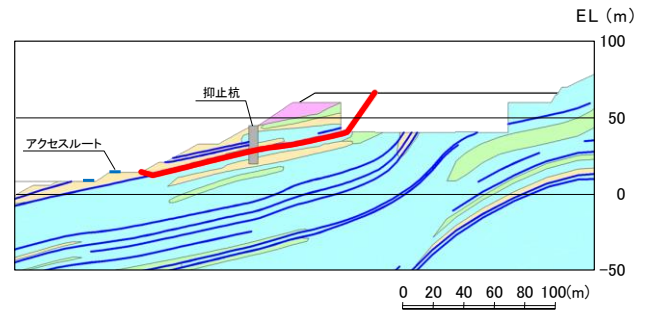
⑩-⑩' 断面



【対策工を実施した斜面（抑止杭を設置した斜面）】



①-①' 断面



②-②' 断面

【B26 シームを通過して抑止杭背後で切り上がるすべり面】

【B21・22 シームを通るすべり面】

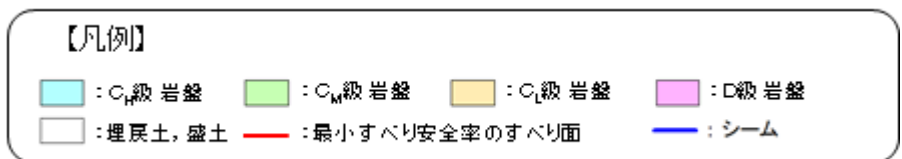


図 3-9 周辺斜面の安定性評価結果 (5/5)

3.3.3 液状化及び揺すり込みによる不等沈下，側方流動及び液状化に伴う浮き上がり

(1) 液状化及び揺すり込みによる不等沈下

a. 地中埋設構造物及び地盤改良部と埋戻土との境界部

(a) 評価方法

地中埋設構造物及び地盤改良部と埋戻土との境界部における不等沈下によるアクセスルートの通行性への影響を評価する。

地中埋設構造物及び地盤改良部と埋戻土との境界部における不等沈下の評価位置を図 3-10 に示す。評価の対象とする位置については，アクセスルート下の地中埋設構造物及び地盤改良部と埋戻土との境界位置を網羅的に選定する。

通行性への影響評価では，保管場所における影響評価と同様に，液状化による沈下量及び揺すり込みによる沈下量の合計値を算定し，地中埋設構造物及び地盤改良部の境界部で生じる相対沈下量が評価基準以下となることを評価する。評価基準については，可搬型設備が徐行により走行可能な段差量 15cm とする。また，地下水位については，保管場所における影響評価と同様に，3次元浸透流解析結果に基づいて設定する。ただし，液状化による沈下量及び揺すり込みによる沈下量の算出においては，ともに対象となる層厚の 3.5%として算定されるため，地下水位の設定による沈下量への影響はない。なお，評価基準を満足しない箇所については，図 3-11 に示すような段差緩和対策をあらかじめ実施することにより，液状化及び揺すり込みによる不等沈下が通行性に対して影響を及ぼさない設計とする。

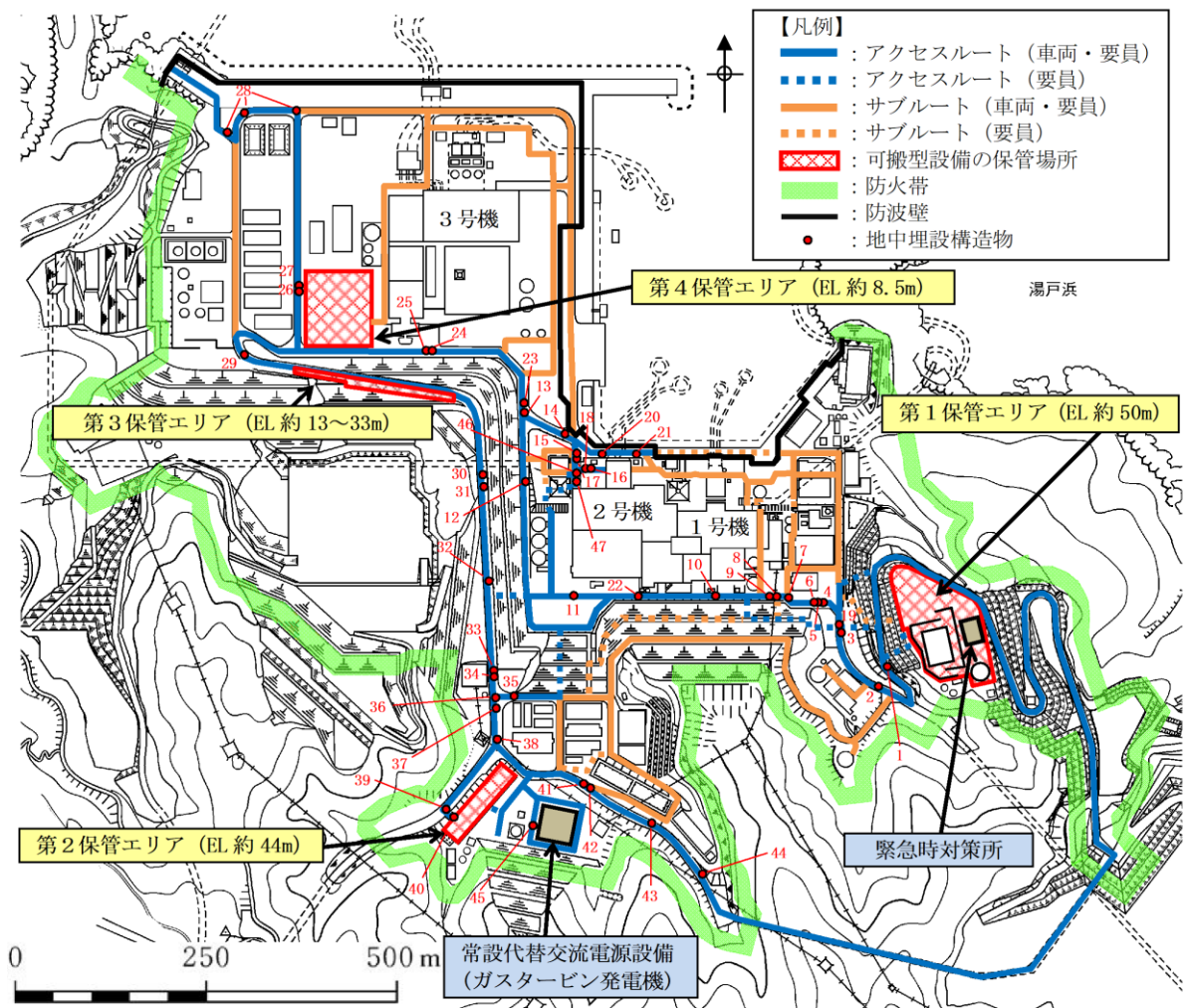


図 3-10 地中埋設構造物及び地盤改良部と埋戻土との境界部における不等沈下の評価位置

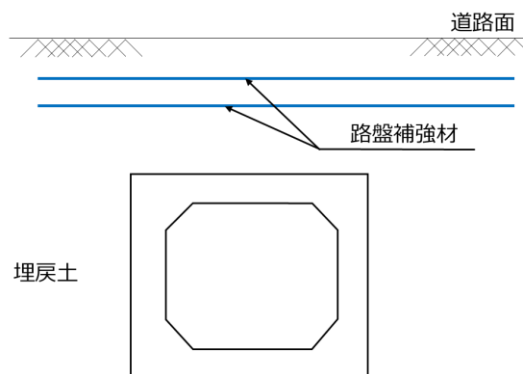


図 3-11 段差緩和対策の概念図

(b) 評価結果

地中埋設構造物及び地盤改良部と埋戻土との境界部における不等沈下による影響評価結果を表 3-10 に示す。

評価の結果，算定した相対沈下量が評価基準を満足する箇所及びあらかじめ段差緩和対策を実施する箇所については「問題なし」と評価し，不等沈下が当該箇所の通行性に対して影響を及ぼさないことを確認した。

表 3-10 地中埋設構造物及び地盤改良部と埋戻土との境界部における
不等沈下による影響評価結果

 : 段差緩和対策を実施する箇所

通し番号	名称	路面高	構造物 上端	基礎 下端	基礎、MMR含 む構造物高 (構造物上端 -基礎下端)	相対沈下量 (基礎、MMR含 む構造物高 ×0.035)	車両通行可否 0.15m以下：○	評価判定
		EL (m)	EL (m)	EL (m)	(m)	(m)		
1	ケーブルダクト (D5ダクト)	28.33	28.33	26.01	2.32	0.09	○	問題なし
2	ケーブルダクト (D7ダクト)	22.43	22.43	21.38	1.05	0.04	○	問題なし
3	1号機南側盛土部地盤改良部*1	16.30	16.30	0.80	15.50	0.55	○	問題なし
4	東側ケーブル等迂回ダクト	15.20	14.07	11.35	2.72	0.10	○	問題なし
5	消火配管ダクト	15.00	15.00	12.80	2.20	0.08	○	問題なし
6	ケーブルダクト	15.00	15.00	13.45	1.55	0.06	○	問題なし
7	ケーブルダクト	15.00	14.70	12.90	1.80	0.07	○	問題なし
8	西側配管等迂回ダクト	15.00	15.00	12.05	2.95	0.11	○	問題なし
9	ケーブルダクト	15.00	14.00	11.40	2.60	0.10	○	問題なし
10	復水配管	15.00	14.90	13.55	1.35	0.05	○	問題なし
11	2号機開閉所連絡制御ケーブル配管ダクト	15.05	15.05	12.55	2.50	0.09	○	問題なし
12	OFケーブルダクト	8.50	7.50	4.45	3.05	0.11	○	問題なし
13	排水路	8.50	5.95	3.98	1.97	0.07	○	問題なし
14	光ケーブルダクト (No.20ダクト)	8.50	7.53	4.92	2.61	0.10	○	問題なし
15	除じん機洗浄水排水管 (北側)	8.50	2.88	1.78	1.10	0.04	○	問題なし
16	除じん機洗浄水排水管 (南側)	8.50	3.14	2.04	1.10	0.04	○	問題なし
17	2号機循環水排水路 (放水槽側)*2	8.50	1.00	-4.00	0.00	0.00	○	問題なし
18	2号機循環水排水路 (取水槽側)*2	8.50	-1.85	-6.85	0.00	0.00	○	問題なし
19	連絡通路(地下部)*1	15.68	13.50	1.74	11.76	0.42	○	問題なし
20	2号機取水槽地盤改良部 (西側)*1	8.50	8.50	-5.00	13.50	0.48	○	問題なし
21	2号機取水槽地盤改良部 (東側)*1	8.50	8.50	-5.00	13.50	0.48	○	問題なし
22	仮設耐震構台 (橋台) (東側)	15.00	15.00	12.71	2.29	0.09	○	問題なし
23	光ケーブルダクト (No.24ダクト)	8.50	7.54	4.45	3.09	0.11	○	問題なし
24	SB連絡ユーティリティ配管ダクト	8.50	7.05	2.88	4.17	0.15	○	問題なし
25	500kVケーブルダクト	8.50	6.25	3.08	3.17	0.12	○	問題なし
26	宇中中連絡ダクト*1	8.50	7.20	2.48	4.72	0.17	○	問題なし
27	旧2号機放水口*1	8.50	6.00	-5.00	11.00	0.39	○	問題なし
28	重油移送配管ダクト	8.50	8.50	7.00	1.50	0.06	○	問題なし
29	光ケーブルダクト (No.21ダクト)	9.60	8.40	4.23	4.17	0.15	○	問題なし
30	上水配管横断ダクト	36.31	35.89	32.89	3.00	0.11	○	問題なし
31	排水路	38.00	36.85	34.05	2.80	0.10	○	問題なし
32	44m盤消火配管トレンチ (Ⅲ)	43.18	43.18	41.88	1.30	0.05	○	問題なし
33	OFケーブルダクト	44.00	43.00	40.10	2.90	0.11	○	問題なし
34	制御ケーブルダクト	44.00	43.73	41.80	1.93	0.07	○	問題なし
35	排水路	44.00	43.60	42.30	1.30	0.05	○	問題なし
36	GTG電路MMR部	44.30	44.30	41.70	2.60	0.10	○	問題なし
37	U-600横断側溝	44.00	44.00	42.90	1.10	0.04	○	問題なし
38	排水路	44.00	43.40	40.75	2.65	0.10	○	問題なし
39	輪谷貯水槽 (西1/西2) アクセススロープ (西側)	53.50	53.50	52.37	1.13	0.04	○	問題なし
40	輪谷貯水槽 (西1/西2) アクセススロープ (東側)*3	53.30	47.70	34.40	13.30	(0.47)	0.15	問題なし
		53.30	43.39	34.40	8.99	(0.32)		問題なし
41	重圧管	46.51	46.26	45.19	1.07	0.04	○	問題なし
42	44m盤消火配管トレンチ (Ⅳ)	46.90	46.90	45.55	1.35	0.05	○	問題なし
43	アクセス道路耐震補強部 (西側)	55.55	55.55	52.55	3.00	0.11	○	問題なし
44	アクセス道路耐震補強部 (東側)	65.80	65.80	63.70	2.10	0.08	○	問題なし
45	屋外配管ダクト (ガスタービン発電機用軽油タンク～ガスタービン発電機)	47.25	47.25	44.70	2.55	0.09	○	問題なし
46	屋外配管ダクト (タービン建物～放水槽)*2	8.50	5.70	-4.00	1.30	0.05	○	問題なし
47	屋外配管ダクト (タービン建物～排気筒)	8.50	8.20	5.70	2.50	0.09	○	問題なし

注記*1: 段差 (相対沈下量) が15cmを超えるため、あらかじめ不等沈下対策を実施することにより、不等沈下が通行性に対して影響を及ぼさない設計とする。
*2: 地盤改良を考慮した埋戻土層厚より算出した相対沈下量を示す。
*3: アクセススロープの沈下量 (上段) 及び輪谷貯水槽 (西1/西2) の沈下量 (下段) の相対沈下量を示す。

b. 岩盤と埋戻土との境界部

(a) 評価方法

岩盤と埋戻土との境界部における不等沈下によるアクセスルートの通行性への影響を評価する。

通行性への影響評価では、アクセスルートの直下における岩盤と埋戻土の断面形状から不等沈下による相対沈下量又は傾斜を確認することで、通行性に与える影響を評価する。評価基準については、可搬型設備が徐行により走行可能な段差量 15cm 及び登坂可能な勾配 15%とする。

(b) 評価結果

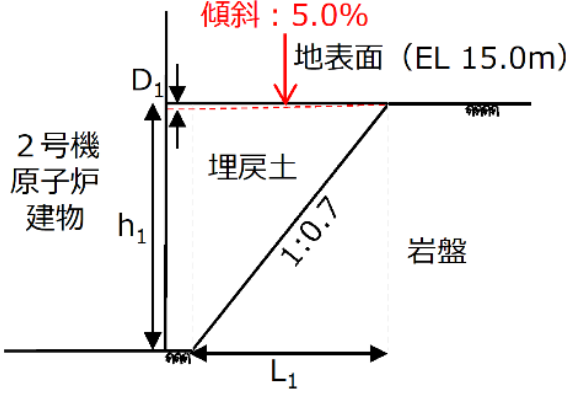
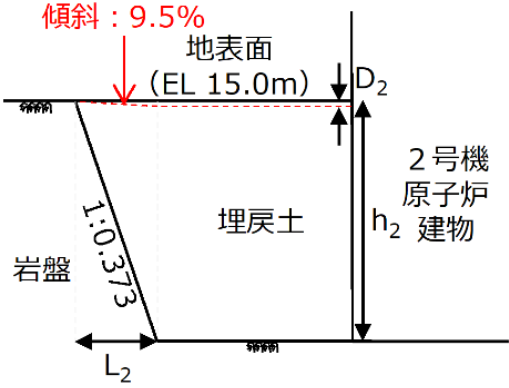
岩盤と埋戻土との境界部における不等沈下による影響評価結果について、岩盤と埋戻土との境界部の断面形状を表 3-11 に、通行性への影響評価結果を表 3-12 に示す。

岩盤と埋戻土との境界部の断面形状は、表 3-11 の(a)又は(b)に大別される。表 3-11 の(a)は、岩盤を法面に整形して掘削した際の断面形状であり、岩盤の勾配は 1:0.3~1:0.7 程度である。また、表 3-11 の(b)は、土留め壁を設置して掘削した際の断面形状であり、岩盤の勾配は 90° である。

評価の結果、算定した傾斜及び相対沈下量が評価基準を満足することから、「問題なし」と評価し、不等沈下が当該箇所の通行性に対して影響を及ぼさないことを確認した。

表 3-11 岩盤と埋戻土との境界部の断面

(a) 岩盤を法面に整形して掘削した際の断面形状

通し番号	岩盤と埋戻土との境界部 (岩盤に勾配を設けて掘削した箇所)	
1. 2号機原子炉建物 南側		
	評価結果	埋戻土の沈下により、約 5.0%の傾斜発生が想定されるが、可搬型設備の通行に及ぼす影響はない。
2. 2号機原子炉建物 西側		
	評価結果	埋戻土の沈下により、約9.5%の傾斜発生が想定されるが、可搬型設備の通行に及ぼす影響はない。

(b) 土留め壁を設置して掘削した際の断面形状

通し番号	岩盤と埋戻土との境界部	
<p>3. 2号機循環水排水路建設時土留め部（放水槽側）</p>		
	<p>評価結果</p>	<p>埋戻土の沈下により，約6cmの段差発生が想定されるが，可搬型設備の通行に及ぼす影響はない。</p>
<p>4. 2号機循環水排水路建設時土留め部（取水槽側）</p>		
	<p>評価結果</p>	<p>埋戻土の沈下により，約6cmの段差発生が想定されるが，可搬型設備の通行に及ぼす影響はない。</p>

表 3-12 岩盤と埋戻土との境界部における不等沈下による影響評価結果

対象箇所	被害想定	評価結果
<p>岩盤と埋戻土の境界部</p>	<p>岩盤と埋戻土との境界部における 不等沈下による通行不可</p>	<p>問題なし</p>

(2) 液状化に伴う浮き上がり

a. 評価方法

液状化に伴う浮き上がりによるアクセスルートの通行性への影響を評価する。評価対象は図 3-10 に示したアクセスルート下に設置されている地中埋設構造物とする。

通行性への影響評価では、地下水位は、「3.3.3(1) 液状化及び揺すり込みによる不等沈下」と同様とし、地中埋設構造物下端よりも地下水位が高い箇所（条件①）、内空を有する構造物（条件②）の観点から、評価対象とする地中埋設構造物を抽出し、評価対象とする地中埋設構造物の揚圧力と抵抗力から浮き上がりに対する安全率を算定し、算定した浮き上がりに対する安全率が評価基準以上となることを評価する。浮き上がりが想定される地中埋設構造物については、揚圧力に対する浮き上がり抵抗力の不足分を補うため、あらかじめ地中埋設構造物の上部に浮き上がり対策としてカウンターウェイトを設置する。浮き上がり対策の概念図を図 3-12 に示す。評価基準は、保管場所と同様に、浮き上がりに対する安全率が 1.0 とする。

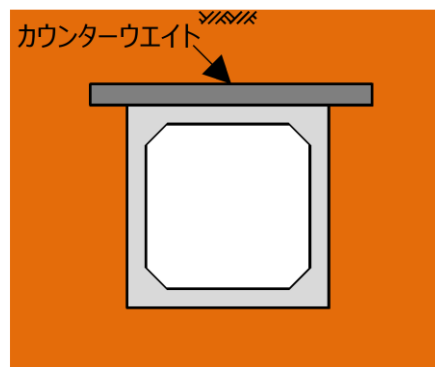


図 3-12 浮き上がり対策の概念図


b. 評価結果

液状化に伴う浮き上がりによる影響評価結果について、浮き上がり評価対象構造物の抽出結果を表 3-13 に、液状化に伴う浮き上がりによる影響評価結果を表 3-14 に示す。

評価の結果、浮き上がりに対する安全率が評価基準を満足する箇所及び浮き上がり対策を実施する箇所については「問題なし」と評価し、浮き上がりが通行性に対して影響を及ぼさないことを確認した。

表 3-13 浮き上がり評価対象構造物の抽出結果

条件① 地中埋設構造物下端よりも地下水位が高い構造物
 条件② 内空を有する構造物

(凡例)
 ○ : 条件に該当する場合
 — : 条件に該当しない場合
 : 浮き上がり評価対象

通し番号	名称	条件①	条件②	基礎下端	地下水位
				EL(m)	EL(m)
1	ケーブルダクト (D5ダクト)	—	○	26.01	17.26
2	ケーブルダクト (D7ダクト)	—	○	21.38	17.10
3	1号機南側盛土部地盤改良部	○	—	0.80	—*
4	東側ケーブル等迂回ダクト	—	○	11.35	8.36
5	消火配管ダクト	—	○	12.80	8.03
6	ケーブルダクト	—	○	13.45	8.03
7	ケーブルダクト	—	○	12.90	11.42
8	西側配管等迂回ダクト	—	○	12.05	11.77
9	ケーブルダクト	—	○	11.40	10.21
10	復水配管	—	○	13.55	9.25
11	2号機開閉所連絡制御ケーブル配管ダクト	○	○	12.55	15.05
12	0Fケーブルダクト	○	○	4.45	5.35
13	排水路	○	○	3.98	5.88
14	光ケーブルダクト (No.20ダクト)	—	○	4.92	3.25
15	除じん機洗浄水排水管 (北側)	○	○	1.78	3.42
16	除じん機洗浄水排水管 (南側)	○	○	2.04	3.40
17	2号機循環水排水路 (放水槽側)	○	○	-4.00	3.42
18	2号機循環水排水路 (取水槽側)	○	○	-6.85	3.41
19	連絡通路 (地下部)	○	○	1.74	12.40
20	2号機取水槽地盤改良部 (西側)	○	—	-5.00	—*
21	2号機取水槽地盤改良部 (東側)	○	—	-5.00	—*
22	仮設耐震構台 (橋台) (東側)	○	—	12.61	—*
23	光ケーブルダクト (No.24ダクト)	○	○	4.45	5.84
24	SB連絡ユーティリティ配管ダクト	○	○	2.88	7.34
25	500kVケーブルダクト	○	○	3.08	7.47
26	宇中中連絡ダクト	○	○	2.48	7.09
27	旧2号機放水口	○	—	-5.00	—*
28	重油移送配管ダクト	—	○	7.00	6.93
29	光ケーブルダクト (No.21ダクト)	○	○	4.23	7.68
30	上水配管横断ダクト	—	○	32.89	11.78
31	排水路	—	○	34.05	9.36
32	44m盤消火配管トレンチ (Ⅲ)	—	○	41.88	16.84
33	0Fケーブルダクト	—	○	40.10	19.46
34	制御ケーブルダクト	—	○	41.80	19.46
35	排水路	—	○	42.30	19.17
36	GTG電路MMR部	○	—	41.70	—*
37	U-600横断側溝	—	—	42.90	20.16
38	排水路	—	○	40.75	20.62
39	輪谷貯水槽 (西1/西2) アクセススロープ (西側)	○	—	52.37	—*
40	輪谷貯水槽 (西1/西2) アクセススロープ (東側)	○	—	34.40	—*
41	重圧管	—	○	45.19	21.31
42	44m盤消火配管トレンチ (Ⅳ)	—	○	45.55	21.31
43	アクセス道路耐震補強部 (西側)	○	—	52.55	—*
44	アクセス道路耐震補強部 (東側)	○	—	63.70	—*
45	屋外配管ダクト (ガスタービン発電機用軽油タンク～ガスタービン発電機)	—	○	44.70	23.59
46	屋外配管ダクト (タービン建物～放水槽)	○	○	-4.00	5.20
47	屋外配管ダクト (タービン建物～排気筒)	—	○	5.70	3.46

注記*: 条件②より内空が無いため、浮き上がり評価の対象から除く。

表 3-14 液状化に伴う浮き上がりによる影響評価結果

■ : 浮き上がり対策を実施する箇所

通し番号	名称	揚圧力 (kN/m)	浮き上がり 抵抗力 (kN/m)	安全率	評価基準	評価結果
11	2号機開閉所連絡制御ケーブル配管ダクト	23	37	1.60	1.0	問題なし
12	OFケーブルダクト	23	163	7.08		問題なし
13	排水路	64	114	1.78		問題なし
15	除じん機洗浄水排水管（北側）	15	109	7.26		問題なし
16	除じん機洗浄水排水管（南側）	15	104	6.93		問題なし
17	2号機循環水排水路（放水槽側）	818	3555	4.34		問題なし
18	2号機循環水排水路（取水槽側）	567	3129	5.51		問題なし
19	連絡通路(地下部)	102	348	3.41		問題なし
23	光ケーブルダクト (No. 24ダクト)	61	94	1.54		問題なし
24	SB連絡ユーティリティ配管ダクト	147	211	1.43		問題なし
25	500kVケーブルダクト	86	196	2.27		問題なし
26	宇中中連絡ダクト*	268	376	1.40		問題なし
29	光ケーブルダクト (No. 21ダクト)	148	217	1.46		問題なし
46	屋外配管ダクト（タービン建物～放水槽）	276	700	2.53		問題なし

注記* : 安全率が評価基準値の1.0を下回るため、あらかじめ浮き上がり対策を実施することにより浮き上がりが通行性に対して影響を及ぼさない設計とする。

(3) 液状化に伴う側方流動

a. 評価方法

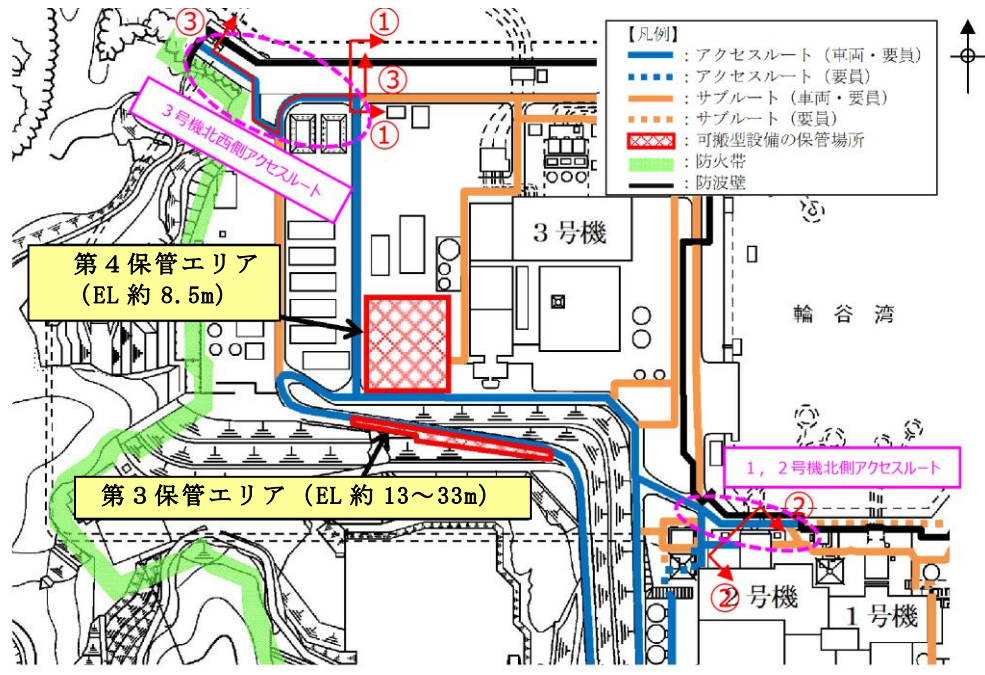
液状化に伴う側方流動による影響評価については、水際線よりおおむね 100m の範囲に位置し、埋戻土の層厚、範囲等を考慮して選定したアクセスルートを対象とした有効応力解析を行い、アクセスルートの通行性への影響を評価する。

海岸付近のアクセスルート横断図を図 3-13 に示す。3号機北西側アクセスルート(①-①断面)は、1, 2号機北側アクセスルート(②-②断面)と比較して埋戻土層厚が厚いことから、液状化に伴う側方流動の影響が大きい。また、1, 2号機北側アクセスルート(②-②断面)は防波壁(多重鋼管杭式擁壁)に近接しており、液状化に伴う側方流動が抑制される。

また、図 3-14 に示す①-①断面を含む海岸付近のアクセスルート縦断図(③-③断面)は、岩盤面の傾斜に伴い埋戻土の層厚が変化する区間 1(埋戻層厚: 約 0.9~23.5m)と、岩盤面がおおむね水平で埋戻土の層厚が同等に最も厚い区間 2(埋戻層厚: 約 22.0~24.7m)に分類されるが、区間 2 は、図 3-15 に示す a-a 断面のとおり、アクセスルート北側における岩盤面が深く、防波壁背面の埋戻土及び砂礫層が厚く堆積しており、側方流動の影響が大きいと想定される。なお、③-③断面全区間の岩盤面の傾斜は最大 1:0.7 程度であり、地下水位を地表面とした場合の液状化及び揺すり込みによる傾斜は最大 5%程度のため、許容値 15%を下回る。

以上を踏まえ、評価対象として水際線から約 40m 離れた 3号機北西側アクセスルート(①-①断面)を選定する。

通行性への影響評価については、評価対象に対して 2次元有効応力解析に基づく検討を実施する。2次元有効応力解析には、解析コード「FLIP」を使用する。なお、解析コードの検証、妥当性確認等の概要については、添付書類 VI-5 「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。



全体平面図

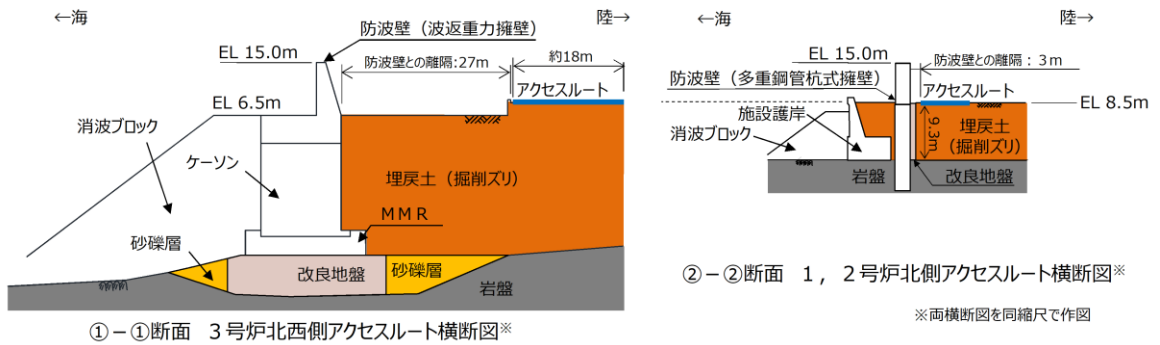
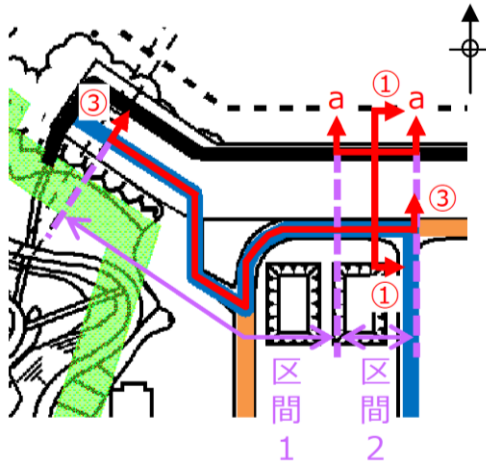
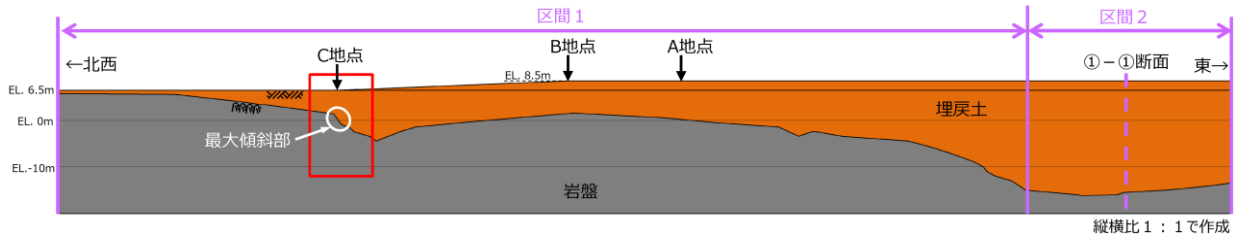


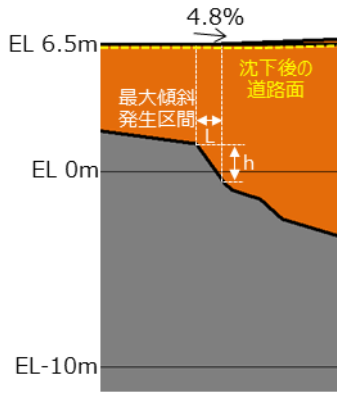
図 3-13 海岸付近のアクセスルート横断面図



3号機北西側アクセスルート拡大図



③-③断面



最大傾斜発生区間における最大傾斜量

相対沈下量： $D = h \times \text{沈下率} = (7.09 - 5.09) \times 0.035 = 0.07(\text{m})$

不等沈下による傾斜： $S = D \div L \times 100 = 0.07 \div 1.47 \times 100 \approx 4.8(\%)$

図 3-14 3号機北西側におけるアクセスルート（縦断図）

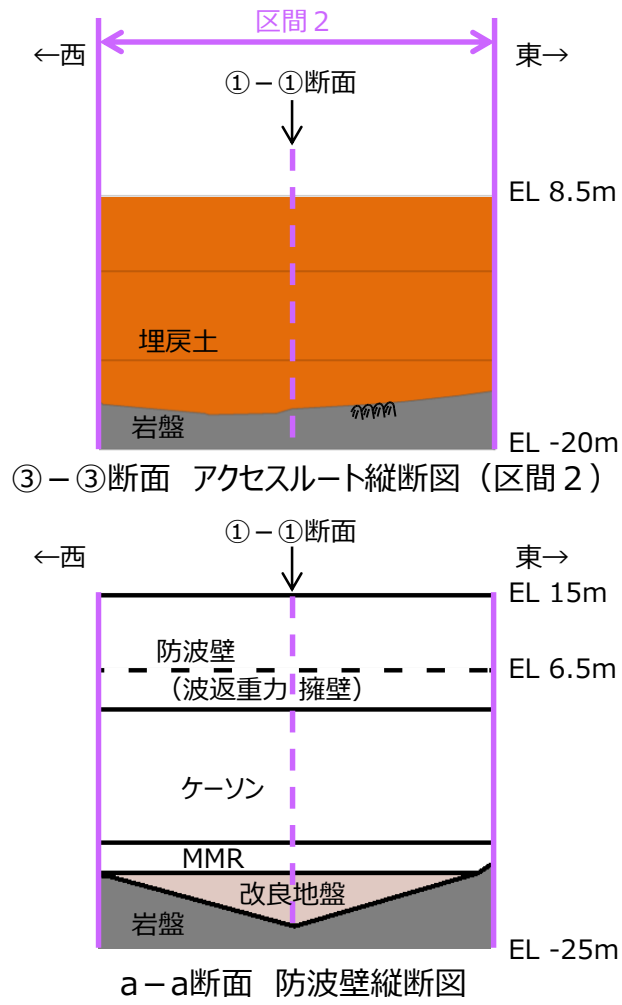


図 3-15 3号機北西側における防波壁 (波返重力擁壁) (縦断図)

b. 評価結果

液状化に伴う側方流動による影響評価結果を図 3-16 に示す。

評価の結果、3号機北西側アクセスルート位置において、側方流動による残留鉛直変位量は小さく段差等も生じていないことから、側方流動が通行性に対して影響を及ぼさないことを確認した。

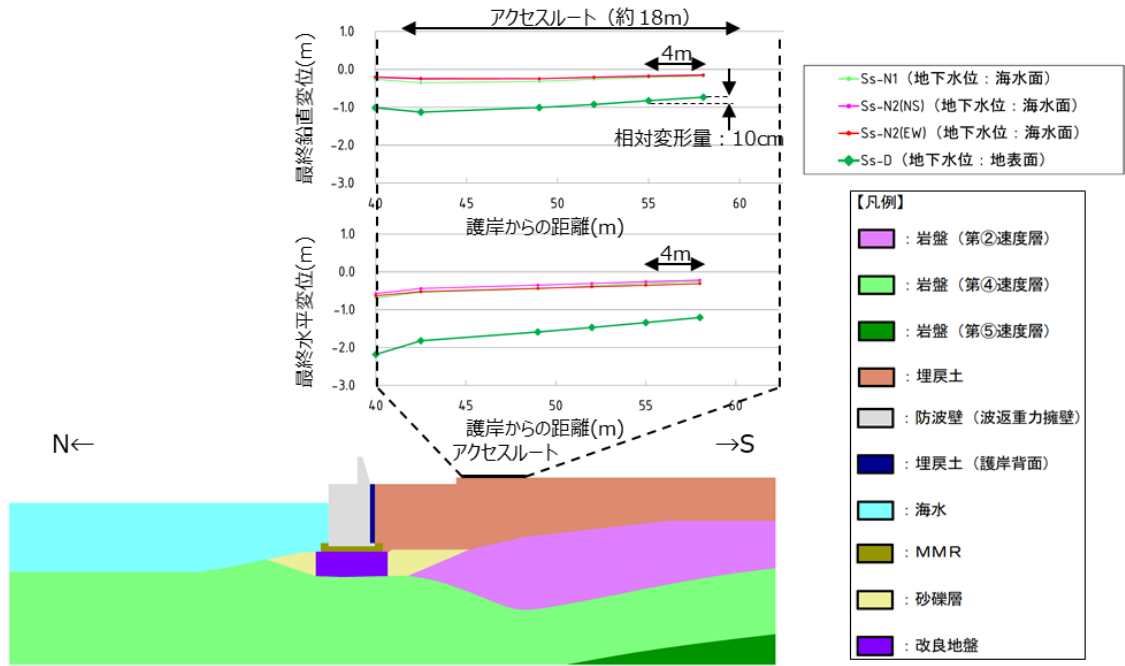


図 3-16 液状化に伴う側方流動による影響評価結果

3.3.4 地中埋設構造物の損壊

(1) 評価方法

地中埋設構造物の損壊による影響評価については、地中埋設構造物の損壊によるアクセスルートの通行性への影響を評価する。

アクセスルート下に設置されている地中埋設構造物の位置を図 3-17 に示す。

地震時に地中埋設構造物の損壊によるアクセス性への影響評価を行うため、アクセスルート下に設置されている地中埋設構造物のうち、以下の条件①、②に該当する構造物については、損壊は発生しないため評価対象外とする。また、条件③、④に該当する構造物については、損壊を想定した場合においても地表面への影響が小さく、可搬型設備が通行不可となる 15cm 以上の段差が発生しないと考えられるため評価対象外とする。抽出した地中埋設構造物に対しては、損壊を仮定し、車両の通行性を確保するため損壊対策を実施する。

条件① 基準地震動 S_s の地震力に対して機能維持する設計がされた構造物

条件② 地盤改良体等の内空のない構造物

条件③ コンクリート等で巻き立てられ補強された構造物

条件④ 内空 (D) に対し十分な土被り厚さ (6D 以上) を有している管路

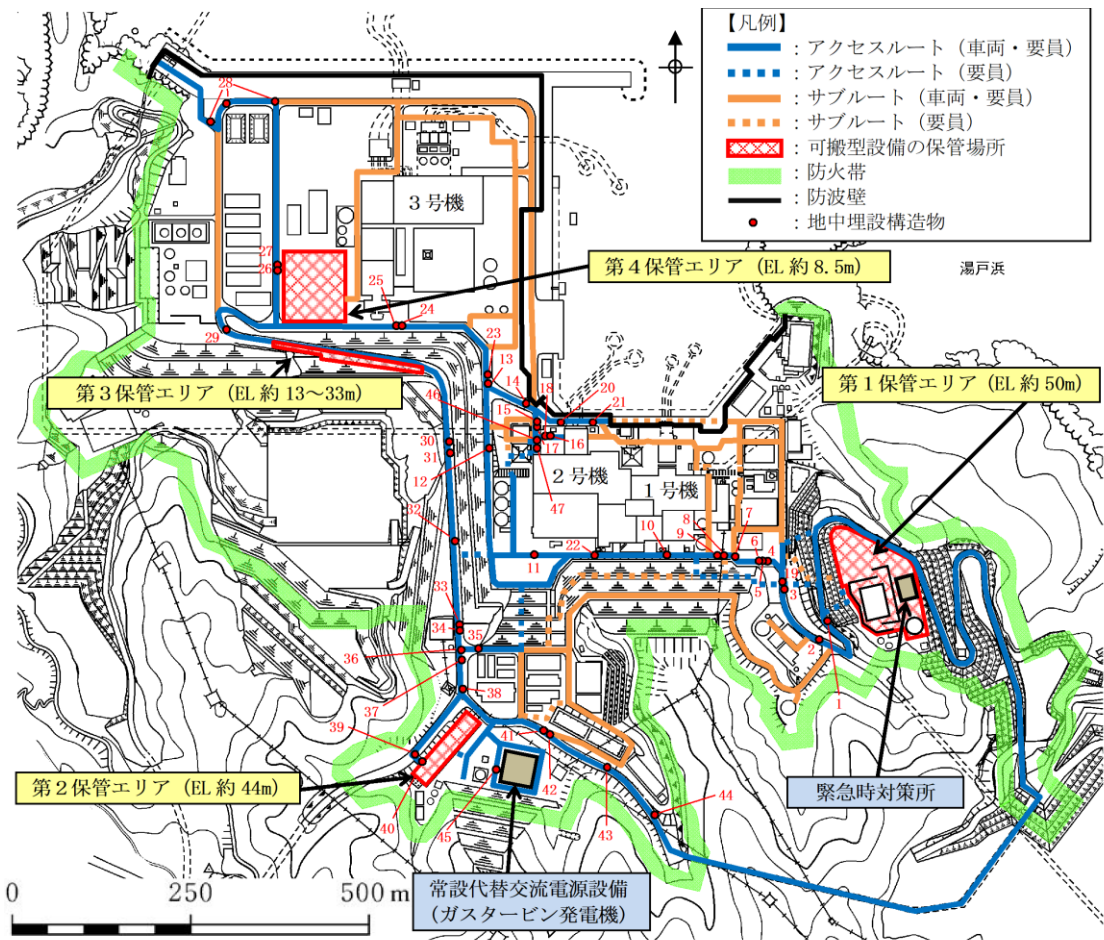


図 3-17 アクセスルート下に設置されている地中埋設構造物の位置図

(2) 評価結果


地中埋設構造物の損壊による影響評価結果を表 3-15 に示す。

条件①～④に該当しない評価対象として抽出した地中埋設構造物については、損壊を仮定し、H形鋼の敷設による損壊対策を事前を実施することにより、車両通行性を確保する。地中埋設構造物の損壊対策を実施する箇所を図 3-18 に、損壊対策の概念図を図 3-19 に示す。

表 3-15 地中埋設構造物の損壊による影響評価結果

条件①：基準地震動Ssに対して機能維持する設計がされた構造物
 条件②：地盤改良体等の内空のない構造物
 条件③：外周をコンクリート等で巻き立てられ補強された構造物
 条件④：内空(D)に対し十分な土被り厚さ(6D以上)を有している管路

(凡例)

○：条件に該当する場合
 —：条件に該当しない場合
：損壊の評価対象

通し番号	名称	条件①	条件②	条件③	条件④
1	ケーブルダクト (D5ダクト)	—	—	—	—
2	ケーブルダクト (D7ダクト)	—	—	—	—
3	1号機南側盛土部地盤改良部	—	○	—	—
4	東側ケーブル等迂回ダクト	—	—	—	—
5	消火配管ダクト	—	—	—	—
6	ケーブルダクト	—	—	—	—
7	ケーブルダクト	—	—	—	—
8	西側配管等迂回ダクト	—	—	—	—
9	ケーブルダクト	—	—	—	—
10	復水配管	—	—	—	—
11	2号機開閉所連絡制御ケーブル配管ダクト	—	—	—	—
12	0Fケーブルダクト	—	—	—	—
13	排水路	—	—	—	—
14	光ケーブルダクト (No.20ダクト)	—	—	—	—
15	除じん機洗浄水排水管 (北側)	—	—	—	○
16	除じん機洗浄水排水管 (南側)	—	—	—	○
17	2号機循環水排水路 (放水槽側)	—	—	○	—
18	2号機循環水排水路 (取水槽側)	—	—	○	—
19	連絡通路 (地下部)	○	—	—	—
20	2号機取水槽地盤改良部 (西側)	○	—	—	—
21	2号機取水槽地盤改良部 (東側)	○	—	—	—
22	仮設耐震構台 (橋台) (東側)	○	—	—	—
23	光ケーブルダクト (No.24ダクト)	—	—	—	—
24	SB連絡ユーティリティ配管ダクト	—	—	—	—
25	500kVケーブルダクト	—	—	—	—
26	宇中中連絡ダクト	—	—	—	—
27	旧2号機放水口	—	○	—	—
28	重油移送配管ダクト	—	—	—	—
29	光ケーブルダクト (No.21ダクト)	—	—	—	—
30	上水配管横断ダクト	—	—	—	—
31	排水路	—	—	—	—
32	44m盤消火配管トレンチ (Ⅲ)	—	—	—	—
33	0Fケーブルダクト	—	—	—	—
34	制御ケーブルダクト	—	—	○	—
35	排水路	—	—	○	—
36	GTG電路MMR部	—	○	—	—
37	U-600横断側溝	—	○	—	—
38	排水路	—	—	—	—
39	輪谷貯水槽 (西1/西2) アクセススロープ (西側)	—	○	—	—
40	輪谷貯水槽 (西1/西2) アクセススロープ (東側)	—	○	—	—
41	重圧管	—	—	○	—
42	44m盤消火配管トレンチ (Ⅳ)	—	—	—	—
43	アクセス道路耐震補強部 (西側)	—	○	—	—
44	アクセス道路耐震補強部 (東側)	—	○	—	—
45	屋外配管ダクト (ガスタービン発電機用軽油タンク～ガスタービン発電機)	○	—	—	—
46	屋外配管ダクト (タービン建物～放水槽)	○	—	—	—
47	屋外配管ダクト (タービン建物～排気筒)	○	—	—	—

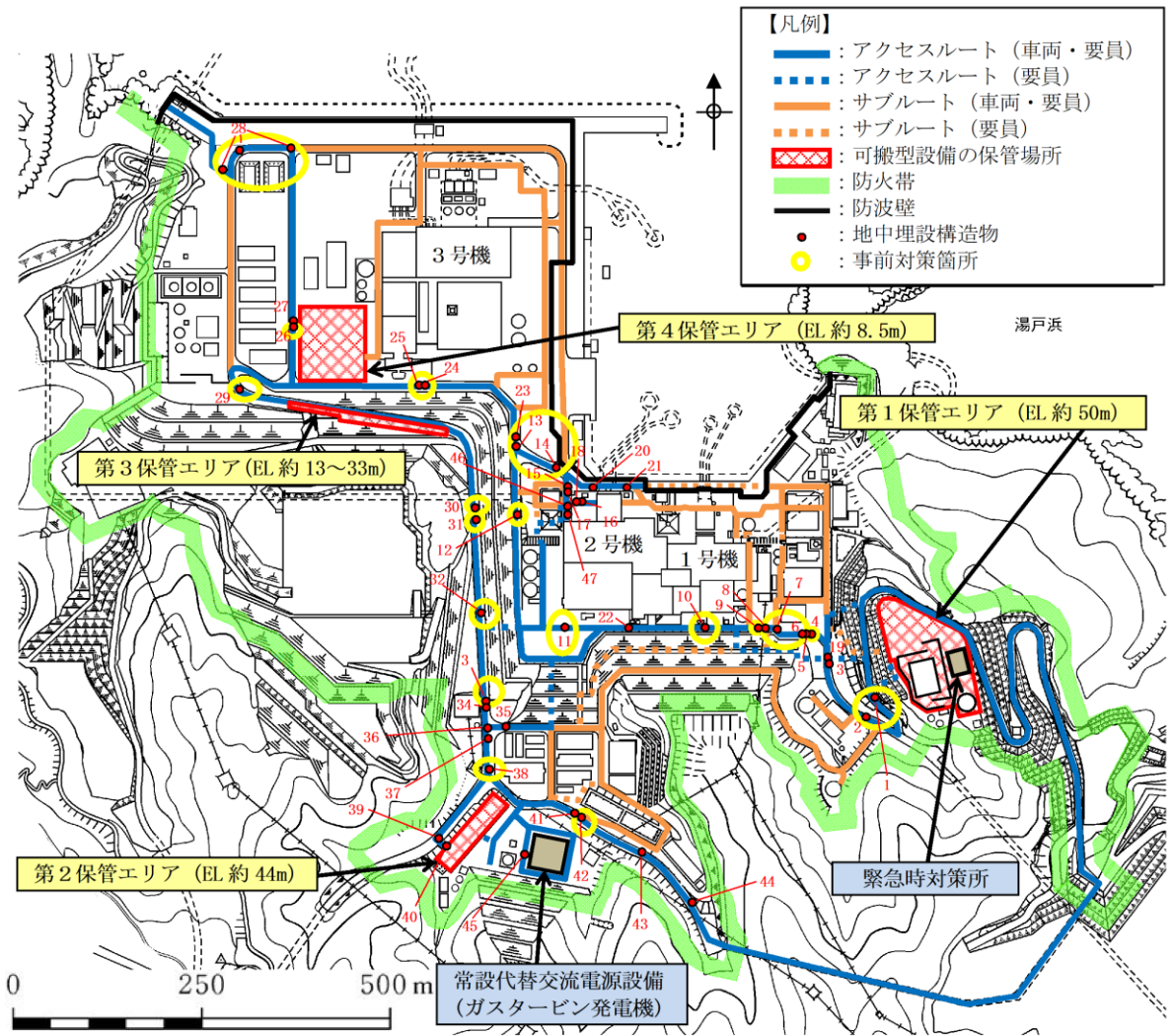
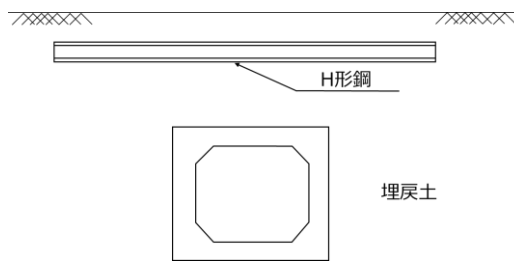


図 3-18 地中埋設構造物の損壊対策を実施する箇所



損壊対策 (H形鋼)

図 3-19 損壊対策の概念図

3.3.5 仮設耐震構台の損壊

(1) 評価方法

仮設耐震構台の設置箇所を図3-20に示す。仮設耐震構台の損壊による通行性への影響について、仮設耐震構台の耐震評価を実施する。

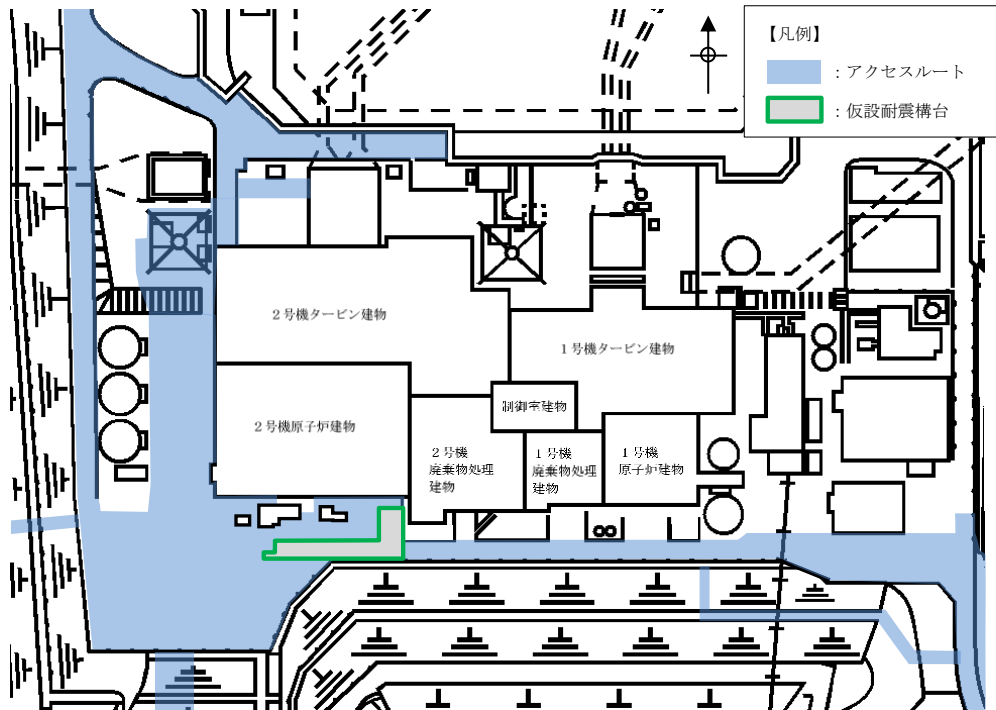


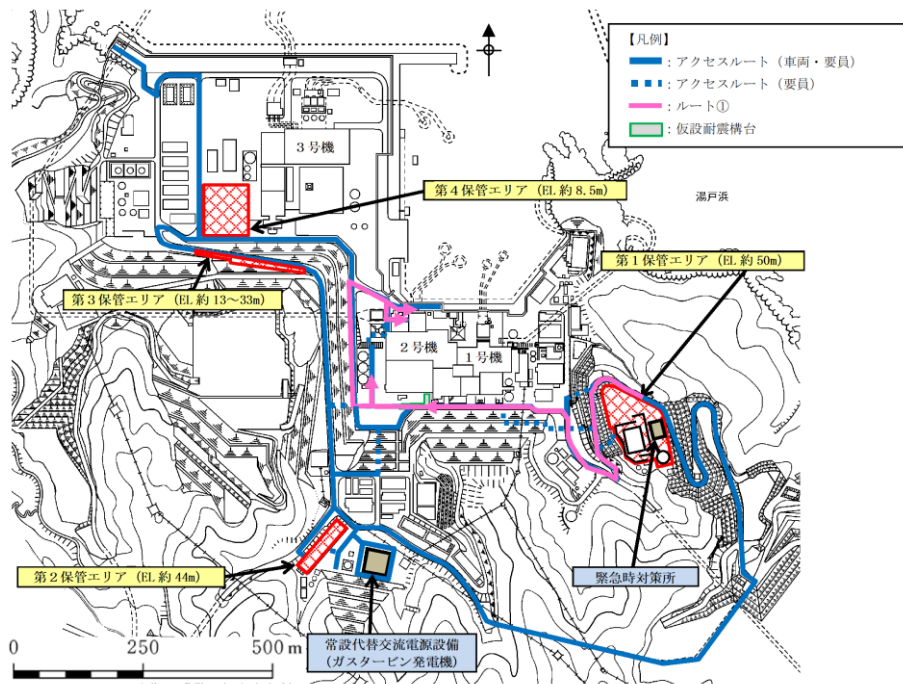
図3-20 仮設耐震構台の設置箇所

(2) 評価結果

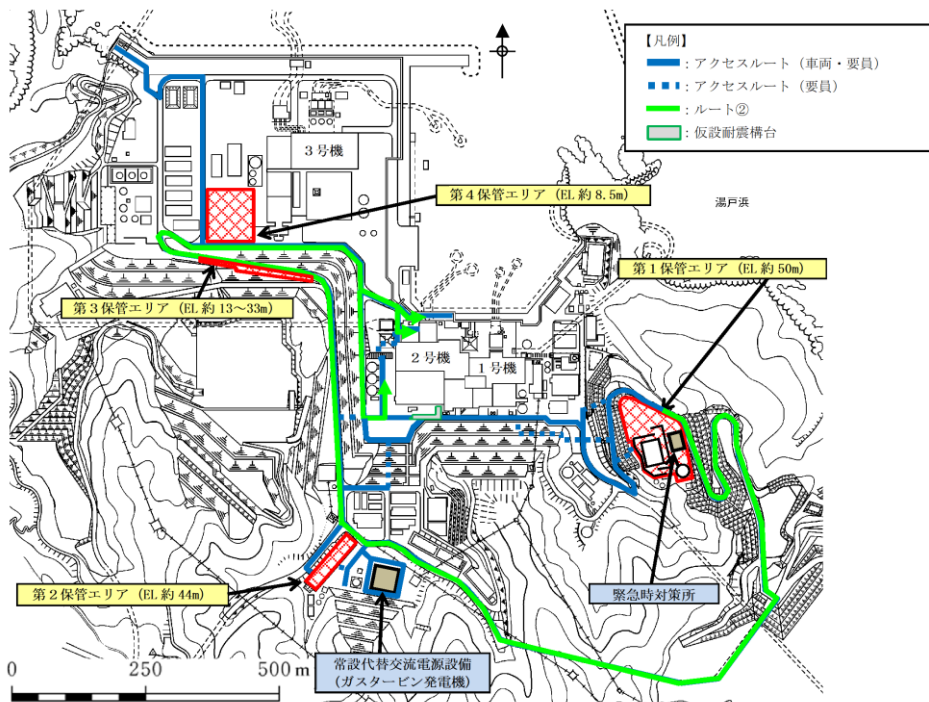
仮設耐震構台の耐震評価を実施し、基準地震動 S_s 後においてもアクセスルートとして使用性を確保する。仮設耐震構台の耐震評価については、添付書類VI-2-11-2-13「仮設耐震構台の耐震性についての計算書」に示す。

万一、仮設耐震構台の損壊により、アクセスルートとして使用できなくなった場合でも、図3-21に示すとおり複数のアクセスルートを用意しており、第二輪谷トンネルを経由したアクセスルートを使用することで対応可能である。

なお、有効性評価や技術的能力に示す作業時間はより時間を要する第二輪谷トンネルを経由したアクセスルートを用いて算出している。



ルート①：緊急時対策所（第1 保管エリア）を起点とし，1，2号機原子炉建物南側を經由したEL 約 8.5m 及びEL 約 15m エリア作業用アクセスルート



ルート②：緊急時対策所（第1 保管エリア）を起点とし，第二輪谷トンネルを經由したEL 約 8.5m 及びEL 約 15m エリア作業用アクセスルート（仮設耐震構台が損壊した場合に使用するルート）

図 3-21 保管場所からのアクセスルート（例：緊急時対策所（第1 保管エリア）を起点としたEL 約 8.5m 及びEL 約 15m エリア作業用アクセスルート）

3.3.6 仮復旧時間の評価

「3.3.1 周辺構造物の倒壊及び周辺タンク等の損壊」～「3.3.5 仮設耐震構台の損壊」までの影響評価結果を踏まえると、緊急時対策所～保管場所～2号機の使用場所までのアクセスルートについて、仮復旧なしで可搬型設備（車両）の通行が可能である。

4. 屋内のアクセスルート

4.1 屋内のアクセスルートの基本方針

地震、津波その他の自然現象又は外部人為事象による影響を考慮し、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物に、各設備の操作場所までの屋内アクセスルートを複数設定する。

上記を受けた屋内アクセスルートの設定の考え方を以下に示す。

(1) 地震の影響の考慮

a. 屋外から直接原子炉建物内に入域するための原子炉建物の入口は、以下の条件を考慮し設定する。

(a) 建物の入口を複数設定。

(b) 上記(a)のうち、基準地震動 S_s の影響を受けない位置的分散を考慮した入口を少なくとも2箇所設定。

b. 複数設定する屋内アクセスルートは以下の条件を満足するルートとする。

(a) アクセスルート及び迂回路は、基準地震動 S_s の影響を受けない建物に設定。

また、アクセスルート及び迂回路の設定に当たっては、以下を考慮し設定。

- ・各階には各区画に沿った通路、複数の階段及び出入口扉があり、それぞれの通路等を組み合わせることで、複数のルートを選定。
- ・アクセスルート及び迂回路近傍の油内包機器及び水素ガス内包機器については、地震時に火災源とならないこと。
- ・アクセスルート及び迂回路は、地震に伴う溢水が発生した場合においても歩行可能な水深であること。
- ・アクセスルート及び迂回路近傍の常置品及び仮置資機材については、地震による転倒等により通行を阻害しないように固縛等の転倒防止対策を実施すること。

なお、迂回路は、転倒した常置品及び仮置資機材の人力による排除や乗り越え等による通行も考慮すること。

(2) 地震以外の自然現象又は外部人為事象の考慮

地震以外の自然現象又は外部人為事象に対し、外部からの衝撃による損傷の防止が図られたアクセスルート及び迂回路を設定する。

(3) その他の考慮事項

アクセスルート及び迂回路の設定に当たっては、高線量区域を通行しないよう考慮する。

屋内のアクセスルートは、地震、津波及びその他の自然現象（風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象）又は外部人為事象（飛来物（航空機落下）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害）による影響を想定して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に確保する設計とする。

重大事故等時に設定したアクセスルートが線量上昇によりアクセスできなくなった場合に

は、空間放射線量等の現場の状況に応じて人身安全を最優先に適切な放射線防護具を選定した上で、適切なアクセスルートを選択する。

4.2 屋内のアクセスルートの影響評価

屋内のアクセスルートの設計においては、屋内のアクセスルートについて想定される自然現象及び外部人為事象の抽出を行い、その自然現象及び外部人為事象に起因する被害要因に対して影響評価を行い、その影響を受けないルートを確認する。

なお、近隣工場等の火災・爆発については、立地的要因により影響を受けることはなく、飛来物（航空機落下）、航空機落下火災及び船舶の衝突についても、屋内のアクセスルートは建物内であることから影響はない。また、有毒ガスについては、原子炉建物等の空調の停止及び防護具の装備により通行に影響はなく、電磁的障害については、通路面が直接影響を受けることはないことから、アクセスルートへの影響はない。

屋内のアクセスルートについて想定される自然現象及び外部人為事象の抽出結果を表 4-1 及び表 4-2 に示す。

表 4-1 屋内のアクセスルートに想定される自然現象(1/2)

自然現象	概略評価結果	被害要因抽出 ○：対象 ×：対象外
地震	・資機材等の倒壊・損壊，アクセスルート周辺機器等の地震随伴火災・地震随伴溢水による影響が考えられる。	○
津波	・基準津波に対し防波壁等を設置することから，アクセスルートへ遡上する浸水はない。	×
風（台風）	・建物内でありアクセスルートは風（台風）による影響を受けない。	×
竜巻	・原子炉建物等は竜巻に対し頑健性を有することからアクセスルートは竜巻による影響を受けない。	×
凍結	・建物内でありアクセスルートは凍結による影響を受けない。	×
降水	・浸水防止対策を施された建物内であり，アクセスルートは降水による影響を受けない。	×
積雪	・建物内でありアクセスルートは積雪による影響を受けない。	×
落雷	・原子炉建物等には避雷設備を設置しておりアクセスルートは落雷による影響を受けない。	×
地滑り・土石流	・原子炉建物等は地滑り・土石流により影響を受ける範囲にないため，アクセスルートは影響を受けない。	×

表 4-1 屋内のアクセスルートに想定される自然現象(2/2)

自然現象	概略評価結果	被害要因抽出 ○：対象 ×：対象外
火山の影響	・建物内でありアクセスルートは火山による影響を受けない。	×
生物学的事象	・アクセスルートは、浸水防止対策により水密化された建物内に設置されているため、ネズミ等の小動物の侵入による影響を受けない。	×

表 4-2 屋内のアクセスルートに想定される外部人為事象

外部人為事象	概略評価結果	被害要因抽出 ○：対象 ×：対象外
森林火災	・原子炉建物等は防火帯の内側であり、アクセスルートは延焼の影響を受けない。	×

以上の抽出結果を踏まえ、屋内のアクセスルートの設計にあたり、地震、地震随伴火災及び地震随伴溢水による屋内のアクセスルートへの影響評価を行い、その影響を受けないルートを設定する。

地震に伴う屋内のアクセスルートの影響評価項目を以下に示す。

- ・地震随伴火災
- ・地震随伴溢水

地震による影響を考慮し、屋内のアクセスルートの選定に際し、周辺施設の転倒等による影響がないことを確認するため、現場の整備状況を確認し、アクセスルート周辺に影響を及ぼす施設がないことを確認する。

4.3 屋内のアクセスルートの評価方法及び結果

アクセスルートへの影響について、被害要因ごとに評価する。

4.3.1 地震随伴火災

(1) 評価方法

屋内のアクセスルート近傍の地震随伴火災の発生の可能性がある機器について、以下のとおり抽出・評価を実施する。

- a. 事故シーケンスごとに必要な対応処置のためのアクセスルートをルート図上に描画し、ルート近傍の回転機器*を抽出する。
- b. Sクラス機器、又は基準地震動 S_s にて耐震性があると確認された機器は地震により損壊しないものとし、内包油による地震随伴火災は発生しないものとする。
- c. Sクラス機器でない、かつ基準地震動 S_s にて耐震性がない機器のうち、油を内包する機器及び水素ガスを内包する機器については地震により支持構造物が損壊し漏えいした油又は水素ガス（4vol%以上）に着火する可能性があるため、火災源として耐震評価を実施する。
- d. 耐震評価はSクラスの機器と同様に基準地震動 S_s で評価し、J E A G 4 6 0 1に従った評価を実施する。
- e. 耐震裕度を有するものについては地震により損壊しないものと考え、火災源としての想定は不要とする。

地震随伴火災の発生の可能性がある機器の抽出フローを図4-1に示す。

注記*：盤火災は鋼製の盤内で発生し、外部への影響が少ないため除外する。また、ケーブル火災はケーブルトレイが天井付近に設置されており、下部通路への影響は少ないこと、又は難燃性ケーブルを使用していることから、大規模な延焼が考えにくいことから除外する。

なお、火災時の煙充満による影響については、煙が滞留するような箇所は自動起動又は中央制御室からの手動操作による固定式消火設備を設置することからアクセス性に影響はないと考えられるが、速やかなアクセスが困難な場合は迂回路を使用する。

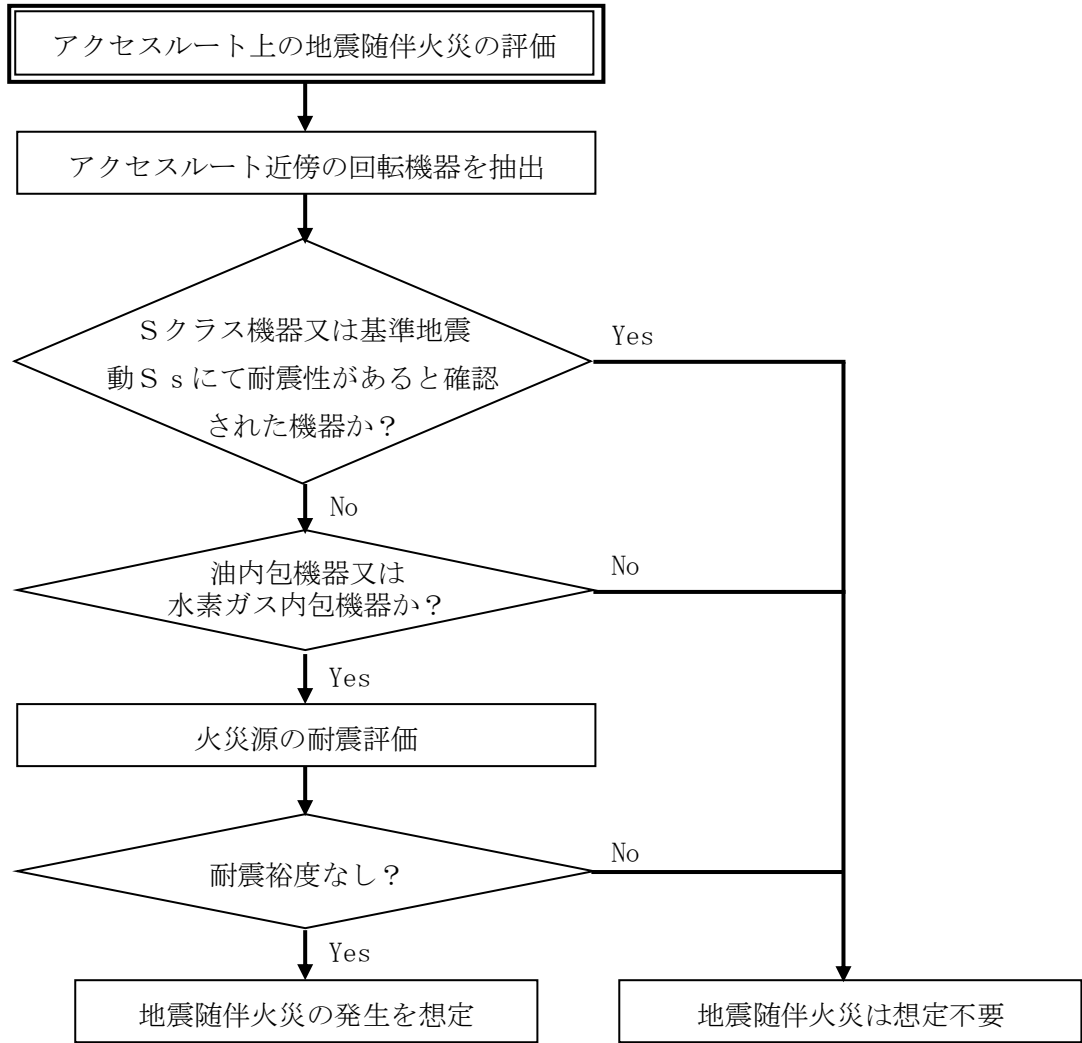


図 4-1 地震随伴火災評価対象機器抽出フロー図

(2) 評価結果

アクセスルート近傍にある地震随伴火災が発生する可能性がある機器について表 4-3 及び図 4-2 に示す。

このうちSクラス以外の機器で、油又は水素を内包する機器について耐震評価を実施した結果、耐震評価対象機器については基準地震動S_s時にも損壊しないことを確認した。

表 4-3 地震随伴火災を考慮する機器リスト(1/2)

No	設備名称	損傷モード	評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	許容基準値 (MPa)	設備区分
1	原子炉隔離時冷却ポンプ	—	—	—	—	—	Sクラス
1	原子炉隔離時冷却系タービン	—	—	—	—	—	Sクラス
1	RCICタービン油ポンプ	—	—	—	—	—	Sクラス
1	RCICタービン真空ポンプ	—	—	—	—	—	Sクラス
1	RCICタービン復水ポンプ	—	—	—	—	—	Sクラス
2	A-残留熱除去封水ポンプ	—	—	—	—	—	Sクラス
2	A-残留熱除去ポンプ	—	—	—	—	—	Sクラス
3	C-残留熱除去ポンプ	—	—	—	—	—	Sクラス
4	A-ディーゼル発電設備	—	—	—	—	—	Sクラス
4	A-空気圧縮機 (ディーゼル発電設備)	—	—	—	—	—	Sクラス
4	A-ターニング装置 (ディーゼル発電設備)	—	—	—	—	—	Sクラス
5	B-ディーゼル発電設備	—	—	—	—	—	Sクラス
5	B-空気圧縮機 (ディーゼル発電設備)	—	—	—	—	—	Sクラス
5	B-ターニング装置 (ディーゼル発電設備)	—	—	—	—	—	Sクラス
6	A-原子炉補機冷却ポンプ	—	—	—	—	—	Sクラス
6	C-原子炉補機冷却ポンプ	—	—	—	—	—	Sクラス
7	B-原子炉補機冷却ポンプ	—	—	—	—	—	Sクラス
7	D-原子炉補機冷却ポンプ	—	—	—	—	—	Sクラス
8	A-空調換気設備冷却水循環ポンプ	構造損傷	基礎ボルト	引張り	47	190	B, Cクラス (耐震裕度有)
				せん断	23	146	
		構造損傷	ポンプ 取付ボルト	引張り	83	153	
				せん断	11	118	
		構造損傷	原動機 取付ボルト	引張り	36	190	
				せん断	22	146	
8	B-空調換気設備冷却水循環ポンプ	構造損傷	基礎ボルト	引張り	47	190	B, Cクラス (耐震裕度有)
				せん断	23	146	
		構造損傷	ポンプ 取付ボルト	引張り	83	153	
				せん断	11	118	
		構造損傷	原動機 取付ボルト	引張り	36	190	
				せん断	22	146	
8	A-空調換気設備冷却水冷凍機	構造損傷	基礎ボルト	引張り	182	199	B, Cクラス (耐震裕度有)
				せん断	59	161	
8	B-空調換気設備冷却水冷凍機	構造損傷	基礎ボルト	引張り	182	199	B, Cクラス (耐震裕度有)
				せん断	59	161	

表 4-3 地震随伴火災を考慮する機器リスト (2/2)

No	設備名称	損傷モード	評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	許容基準値 (MPa)	設備区分
9	A-原子炉棟排風機	構造損傷	基礎ボルト	引張り	176	185	B, Cクラス (耐震裕度有)
				せん断	68	161	
		構造損傷	ケーシング 基礎ボルト	引張り	180	210	
				せん断	31	161	
		構造損傷	原動機 取付ボルト	引張り	56	488	
				せん断	34	375	
9	B-原子炉棟排風機	構造損傷	基礎ボルト	引張り	240	247	B, Cクラス (耐震裕度有)
				せん断	91	161	
		構造損傷	ケーシング 基礎ボルト	引張り	142	210	
				せん断	35	161	
		構造損傷	原動機 取付ボルト	引張り	56	488	
				せん断	34	375	
10	A-中央制御室送風機	—	—	—	—	—	Sクラス
10	B-中央制御室送風機	—	—	—	—	—	Sクラス
10	A-中央制御室 冷水循環ポンプ	—	—	—	—	—	Sクラス
10	B-中央制御室 冷水循環ポンプ	—	—	—	—	—	Sクラス
10	A-中央制御室冷凍機	—	—	—	—	—	Sクラス
10	B-中央制御室冷凍機	—	—	—	—	—	Sクラス
11	ドライウエル冷水循環 ポンプ	構造損傷	基礎ボルト	引張り	24	190	B, Cクラス (耐震裕度有)
				せん断	14	146	
		構造損傷	ポンプ 取付ボルト	引張り	67	153	
				せん断	11	118	
		構造損傷	原動機 取付ボルト	引張り	39	190	
				せん断	21	146	
11	ドライウエル冷凍機	構造損傷	基礎ボルト	引張り	134	152	B, Cクラス (耐震裕度有)
				せん断	70	146	
12	N2 ガス製造装置空気圧縮機	構造損傷	基礎ボルト	引張り	72	216	B, Cクラス (耐震裕度有)
				せん断	19	166	
		構造損傷	圧縮機 取付ボルト	引張り	157	193	
				せん断	14	148	
		構造損傷	原動機 取付ボルト	引張り	28	193	
				せん断	8	148	
13	A, B-IA コンプレッサ	構造損傷	取付ボルト	引張り	75	189	B, Cクラス (耐震裕度有)
				せん断	21	146	
		構造損傷	取付ボルト	引張り	114	189	
				せん断	30	146	
				引張り	14	207	
				せん断	13	159	
14	A, B-計装用空気脱湿装置	構造損傷	ブロウ 取付ボルト	引張り	20	198	B, Cクラス (耐震裕度有)
				せん断	7	152	
		構造損傷	原動機 取付ボルト	引張り	10	207	
				せん断	6	159	
				引張り	75	189	
				せん断	21	146	
15	A, B-HA コンプレッサ	構造損傷	取付ボルト	引張り	114	189	B, Cクラス (耐震裕度有)
				せん断	30	146	
		構造損傷	取付ボルト	引張り	75	189	
				せん断	21	146	

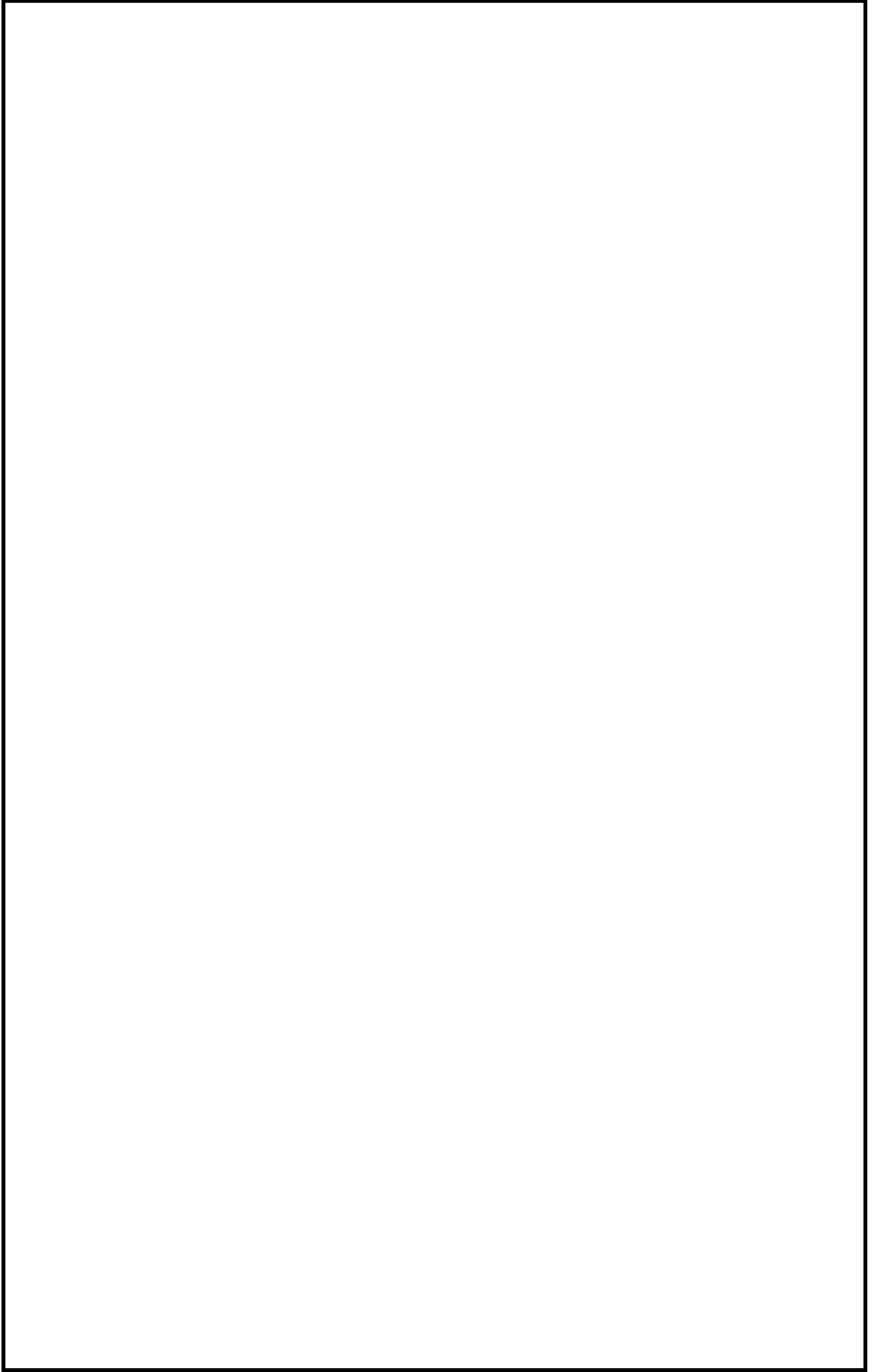


図 4-2 屋内アクセスルート図(1/11)

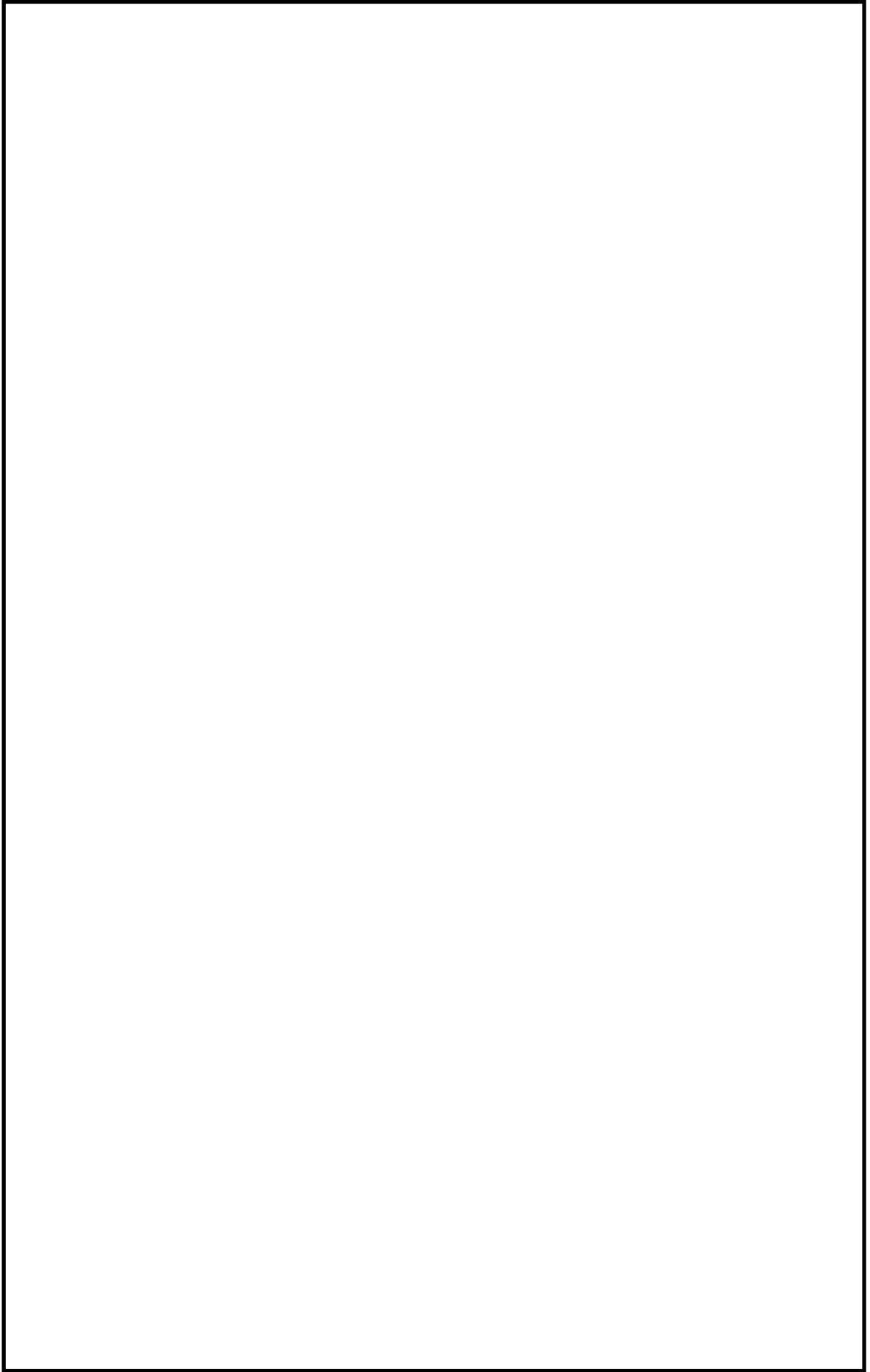


図 4-2 屋内アクセスルート図(2/11)

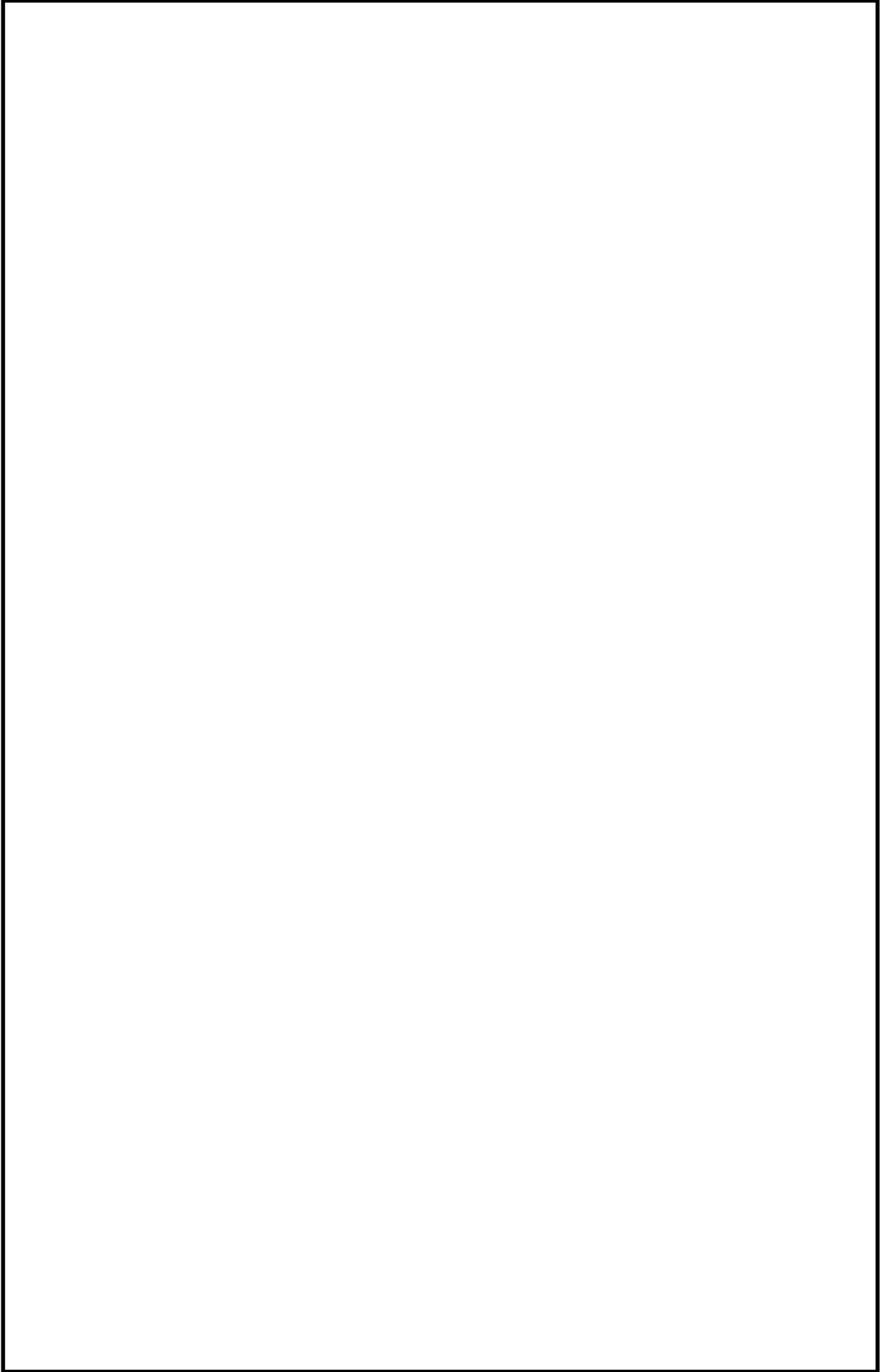


図 4-2 屋内アクセスルート図(3/11)

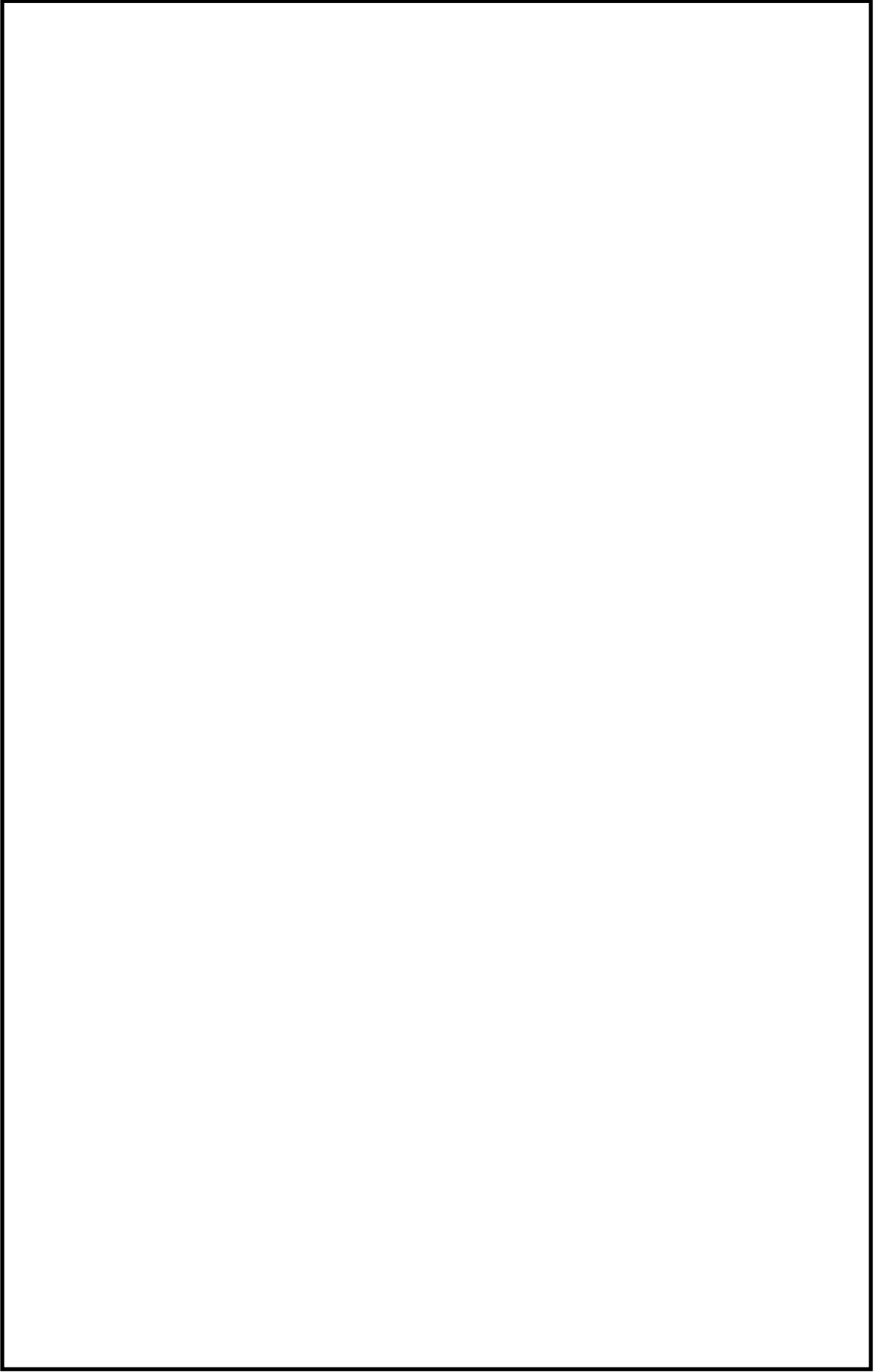


図 4-2 屋内アクセスルート図(4/11)

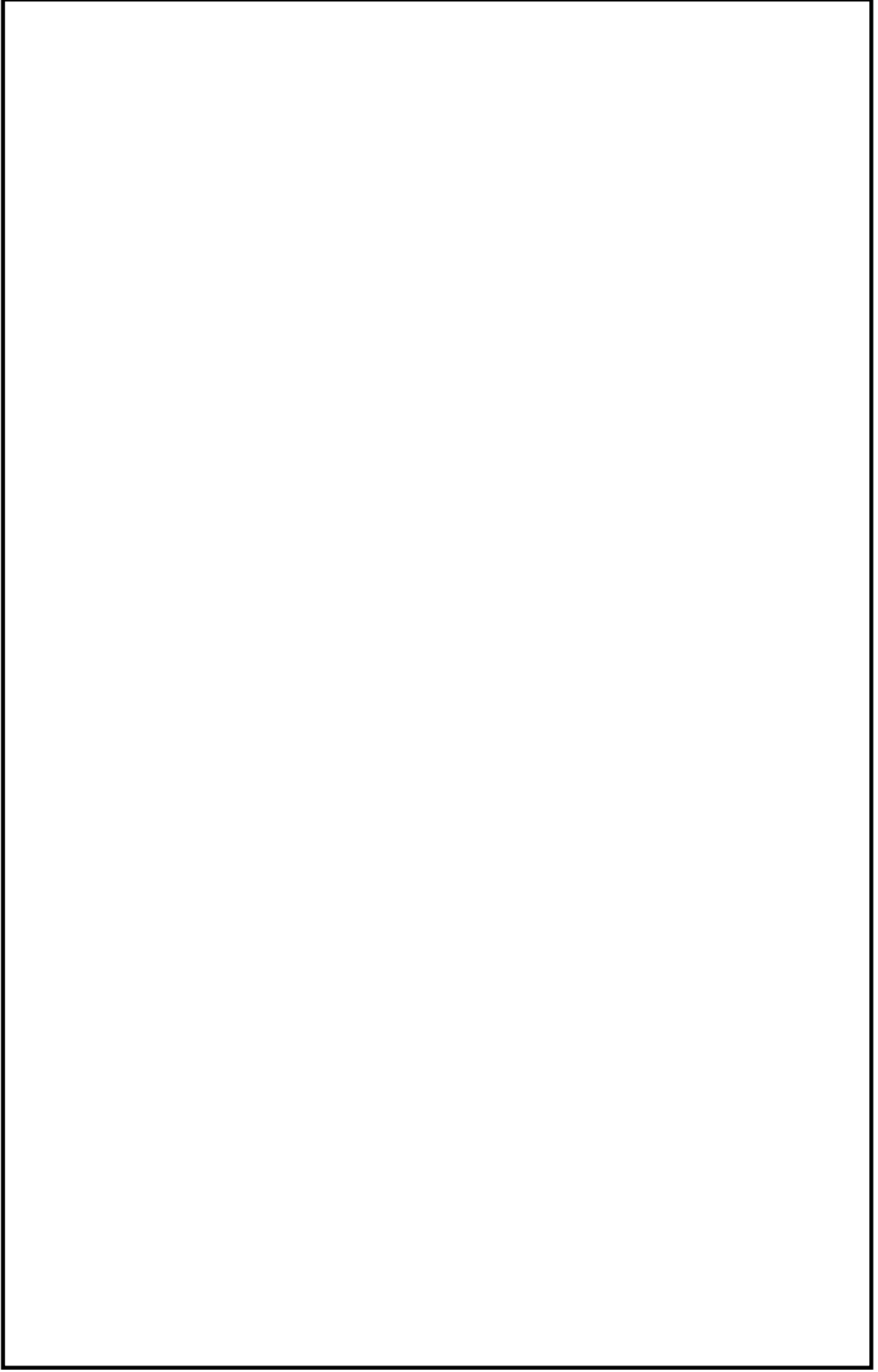


図 4-2 屋内アクセスルート図(5/11)

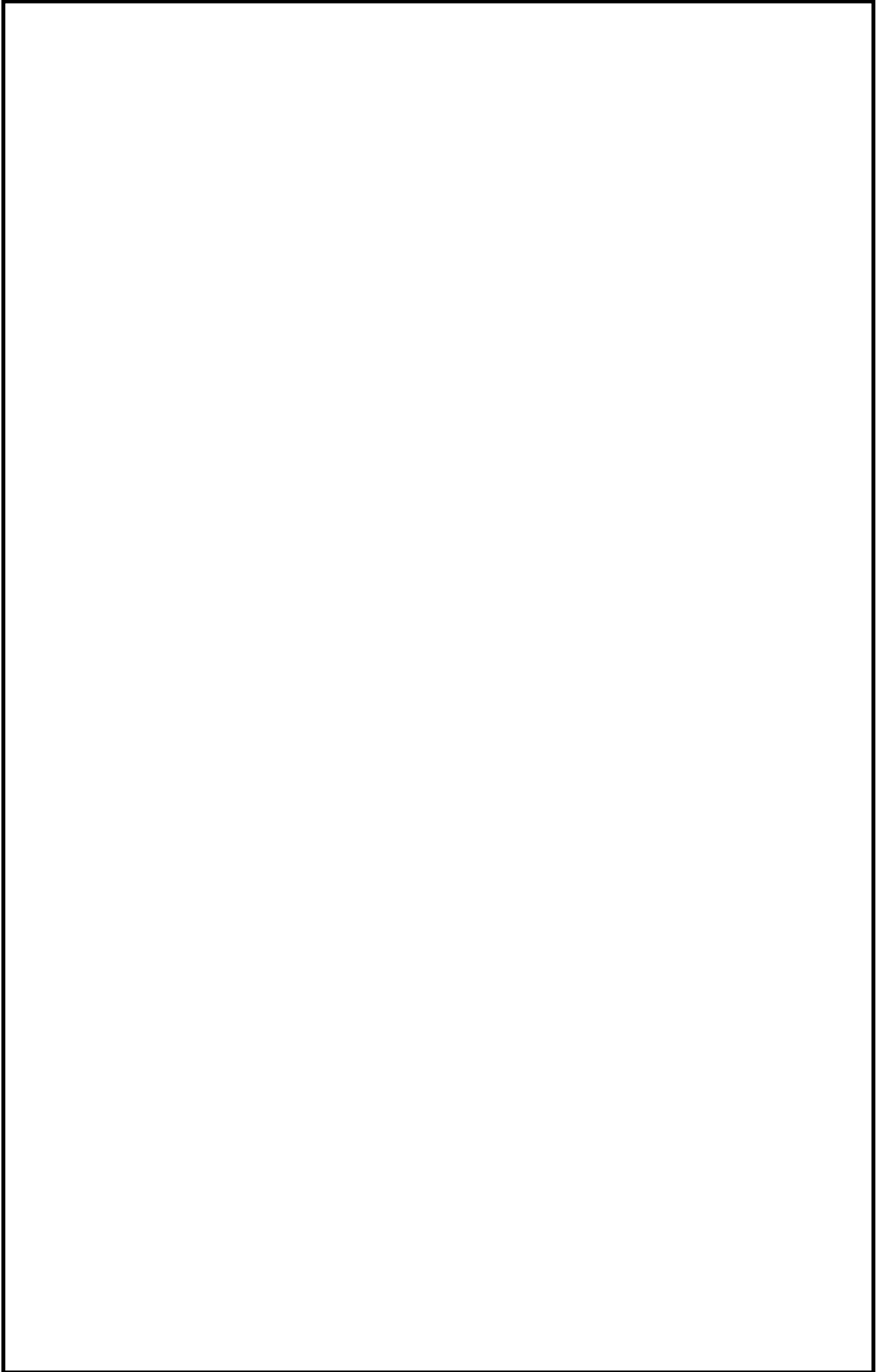


図 4-2 屋内アクセスルート図(6/11)

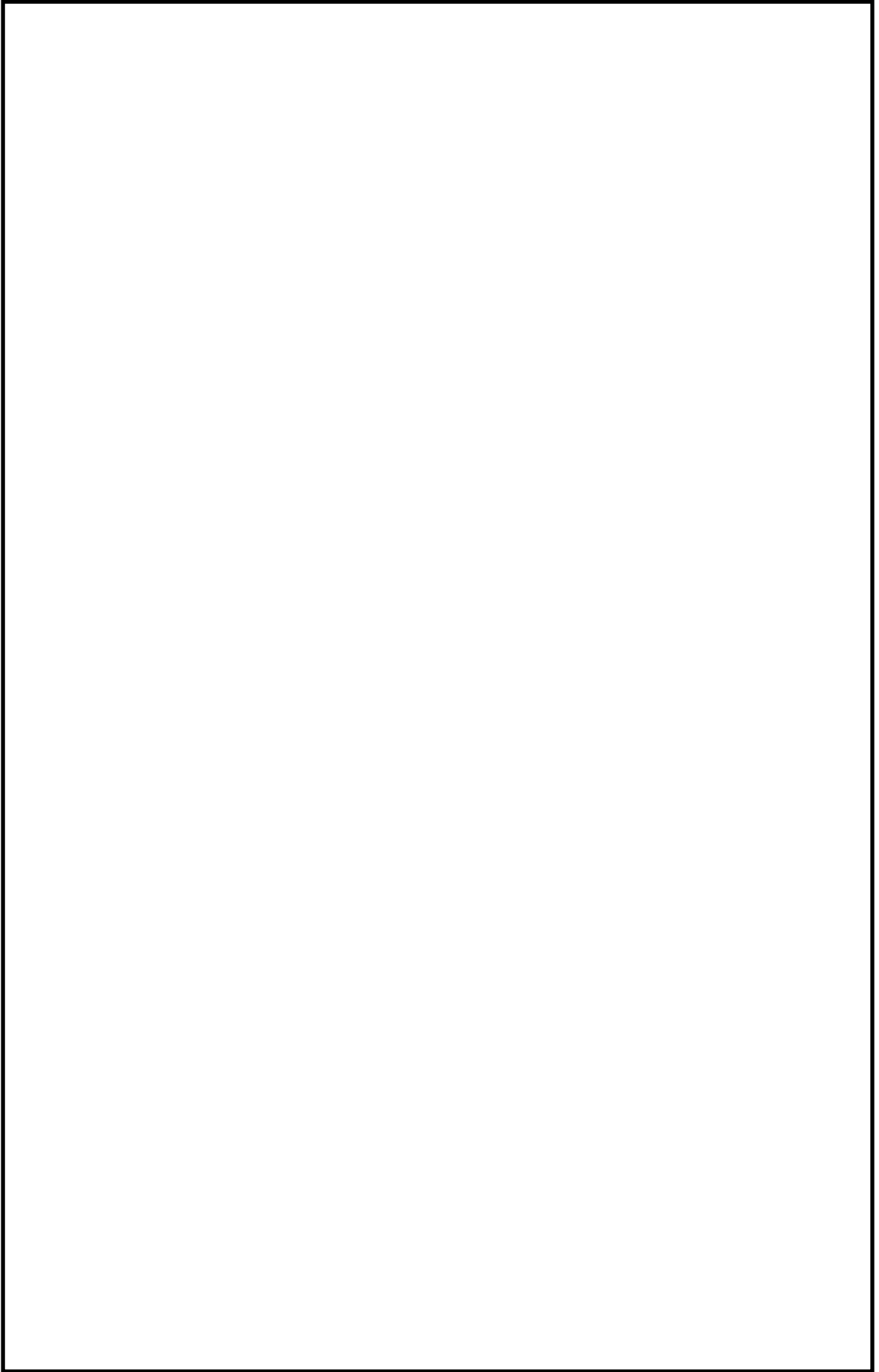


図 4-2 屋内アクセスルート図(7/11)

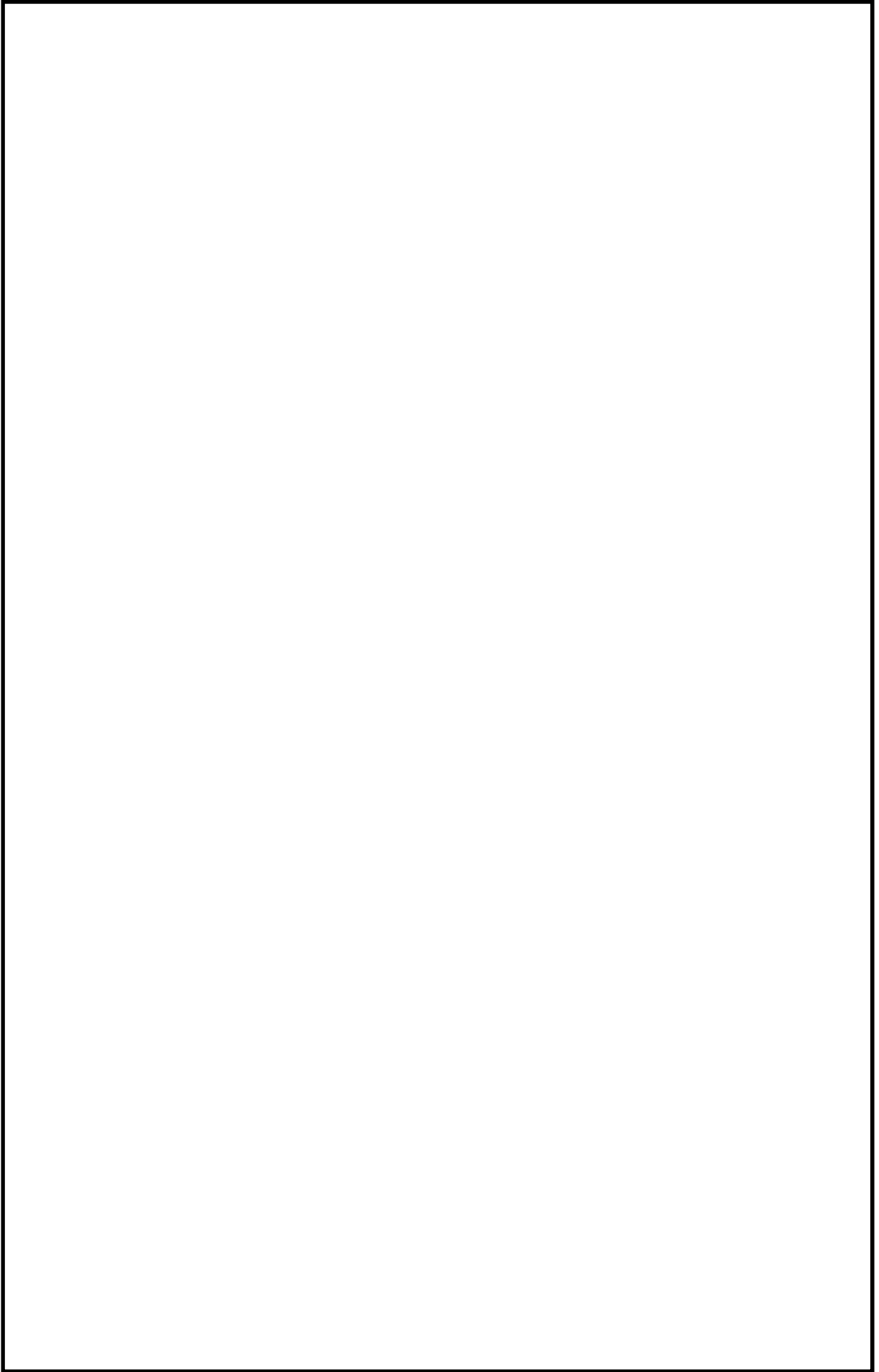
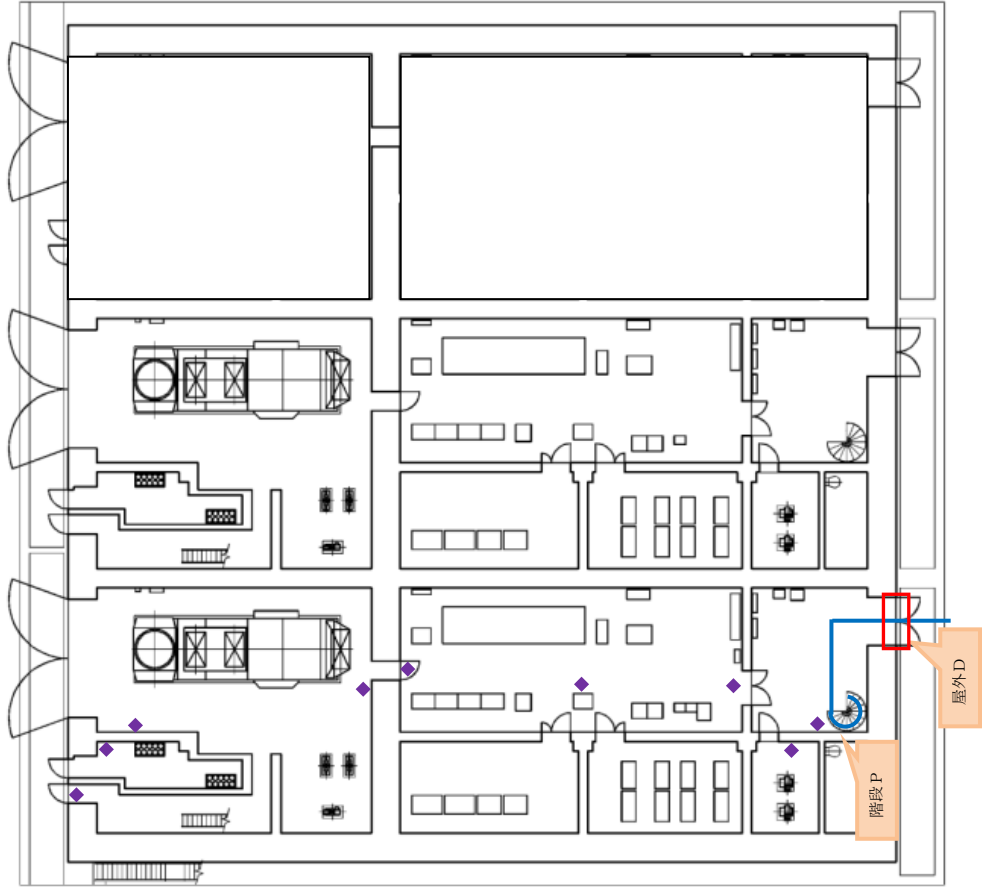
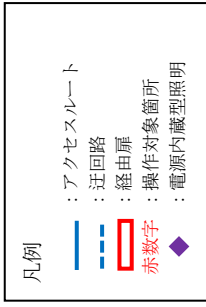


図 4-2 屋内アクセスルート図 (8/11)



ガスタービン発電機建物 1 F L
E L 47500

図 4-2 屋内アクセスルート図 (9/11)

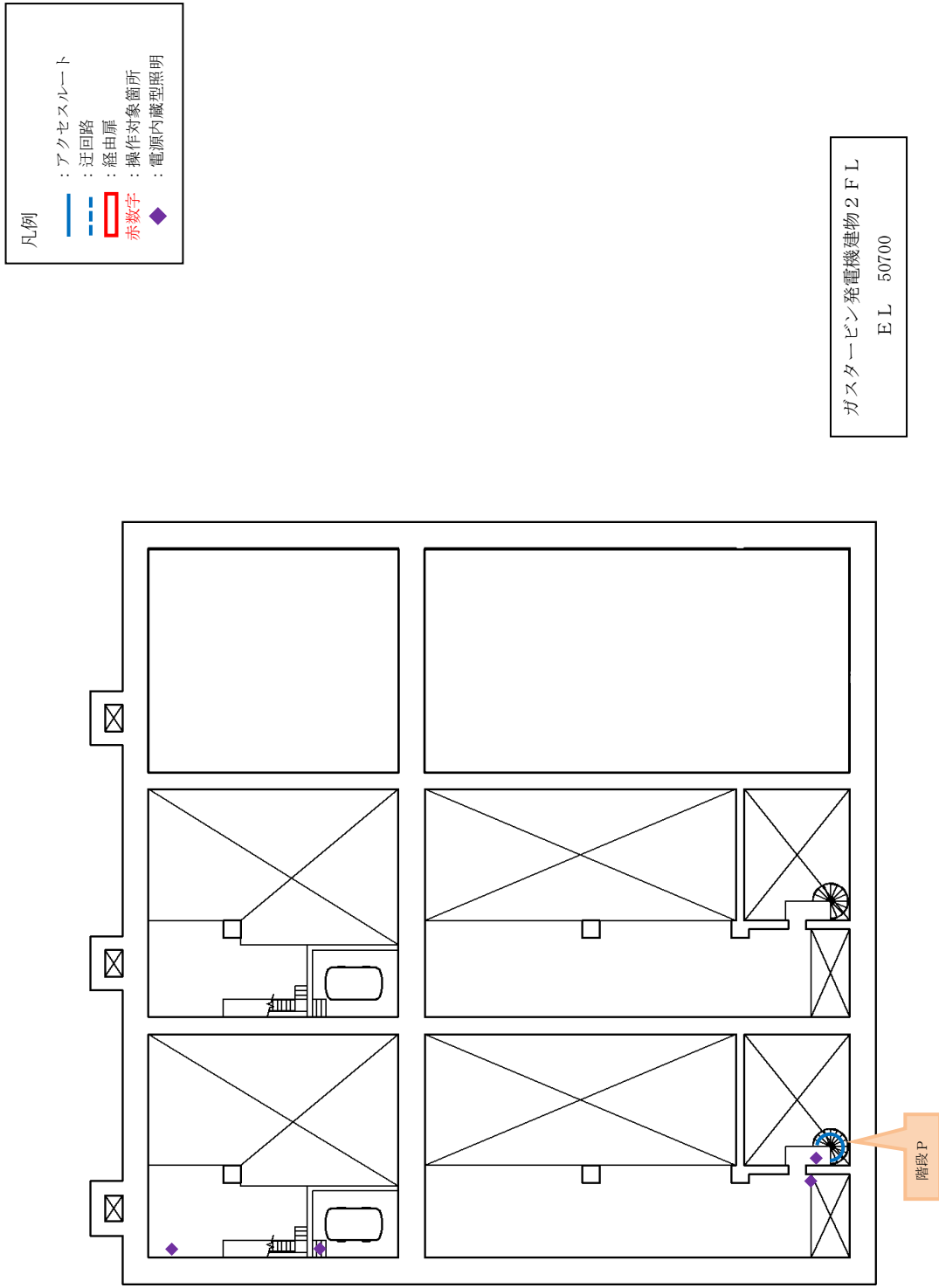


図 4-2 屋内アクセスルート図(10/11)

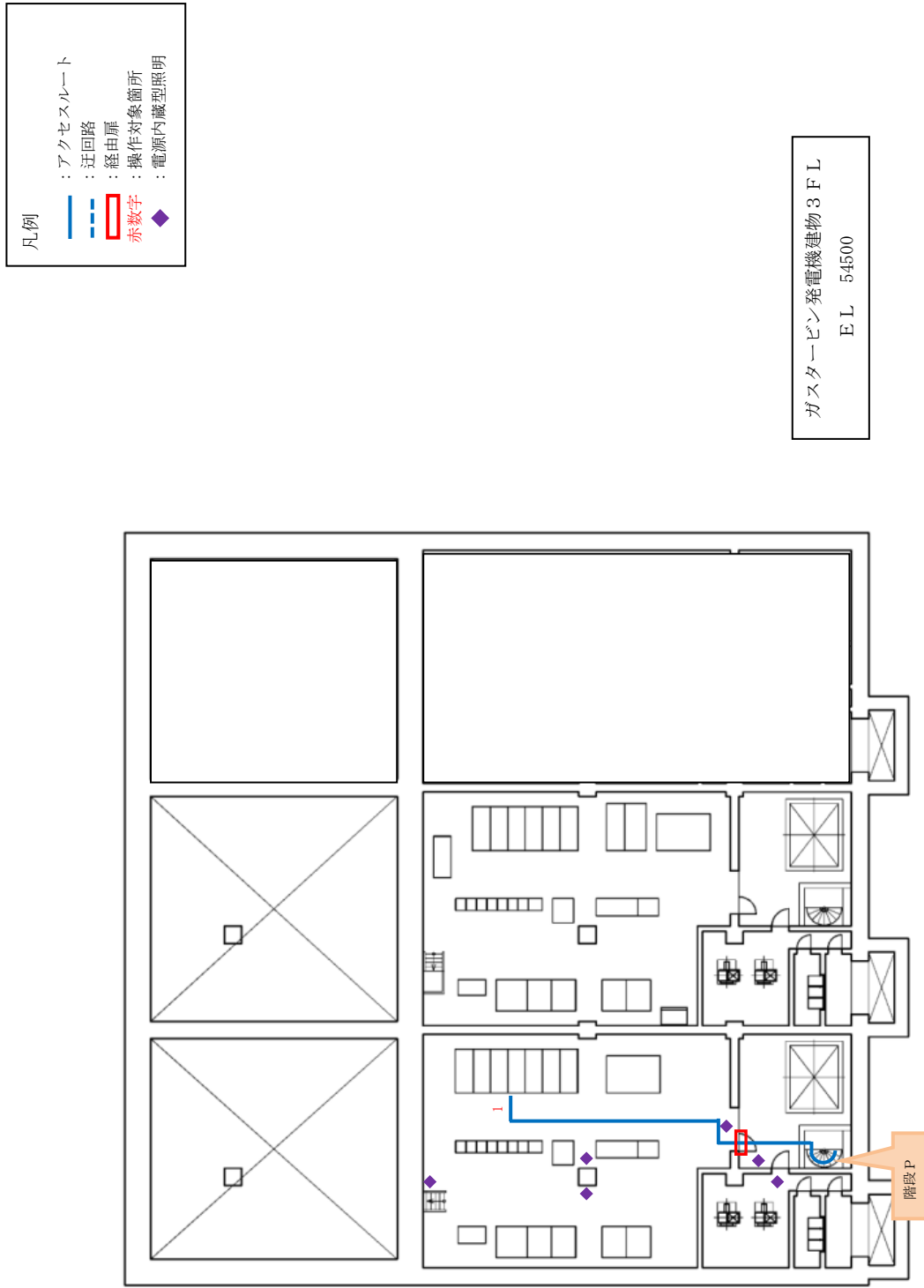


図 4-2 屋内アクセスルート図(11/11)

4.3.2 地震随伴溢水

(1) 評価方法

地震発生時の屋内のアクセスルートのアクセス性の評価を以下のとおり実施する。

- a. 事故シーケンスごとに必要な対応処置のためのアクセスルートとして使用するエリアを抽出し、エリアごとのアクセスルート近傍の溢水源を抽出する。
- b. Sクラス機器又は基準地震動 S_s にて耐震性があると確認された機器は地震により損壊しないものとし、保有水が外部に流出することはないものとする。
- c. Sクラスではない、かつ基準地震動 S_s にて耐震性がない機器は、溢水源とする。
- d. 耐震評価はSクラスの機器と同様に基準地震動 S_s で評価し、J E A G 4 6 0 1に従った評価を実施する。
- e. 耐震裕度を有するものについては地震により損壊しないものと考え、溢水源としての想定は不要とする。

地震随伴溢水によるアクセス判断フローを図4-3に、水位評価概略図を図4-4に示す。

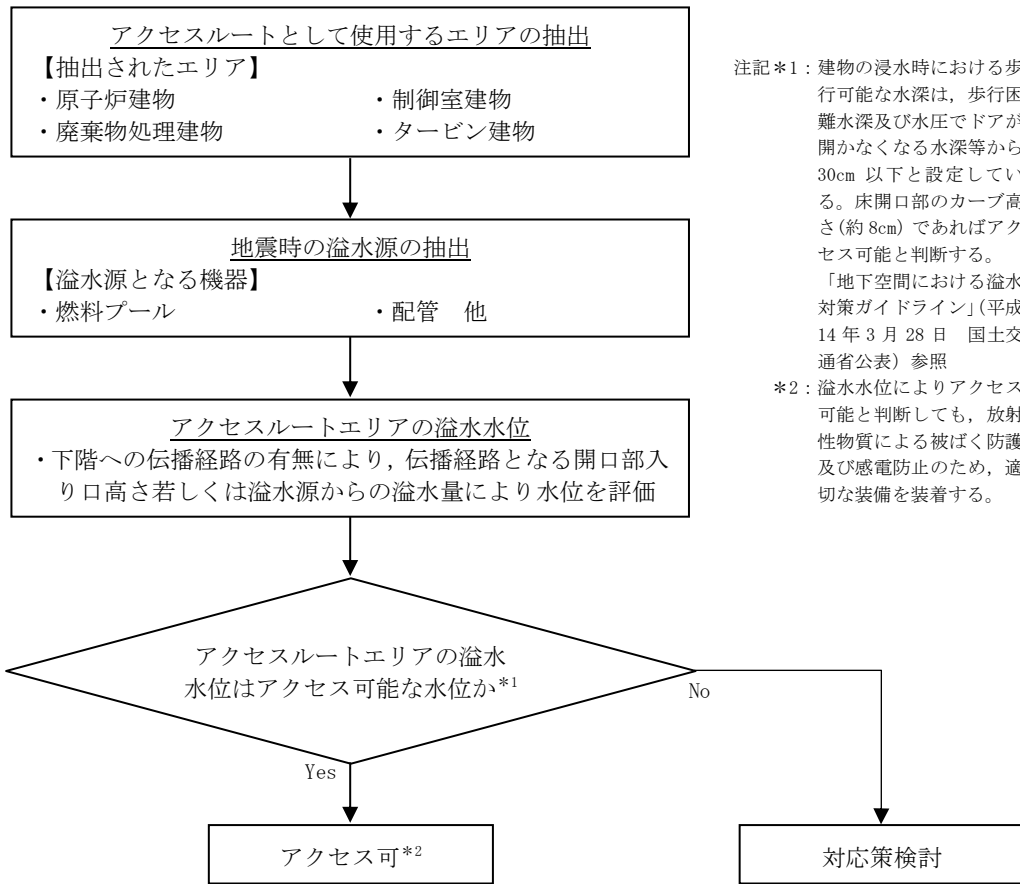


図 4-3 地震随伴溢水によるアクセス判断フロー

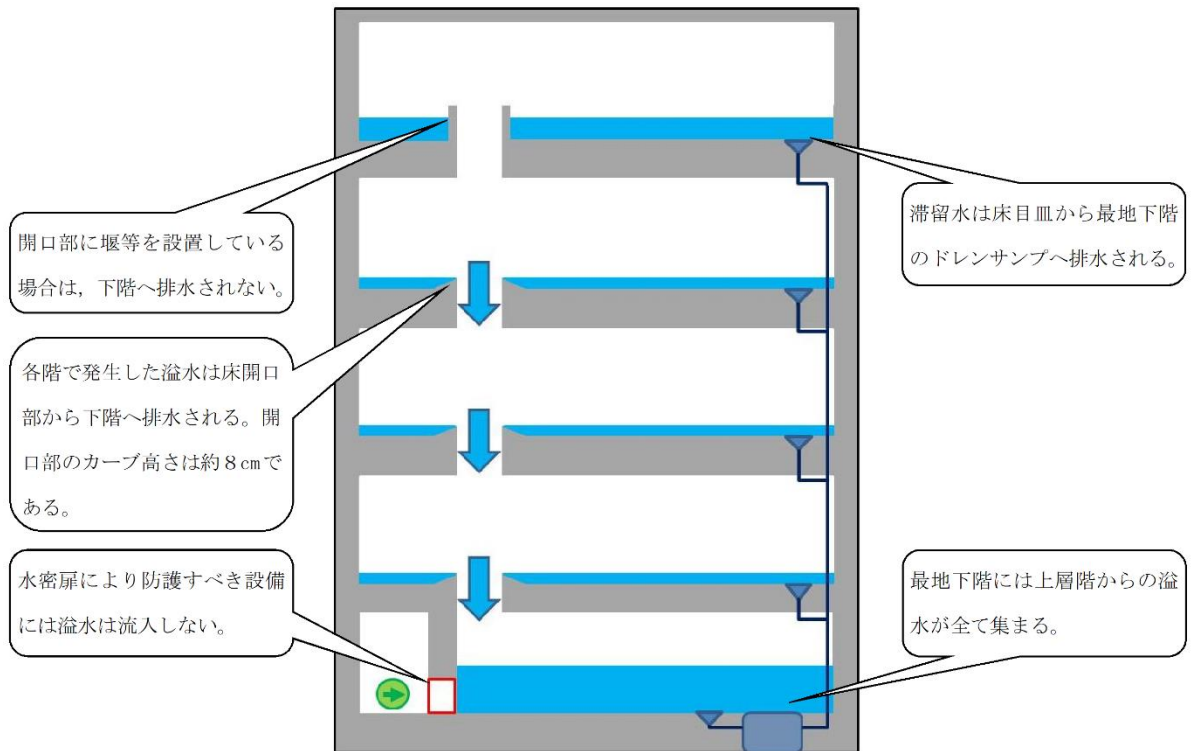


図 4-4 水位評価概要図

(2) 評価結果

評価結果として、各エリアの溢水水位を表 4-4 に示す。

原子炉建物（管理区域）最上階は、燃料プールスロッシング対策として開口部からの落水を防止するために堰を新たに設置し、床貫通部や機器ハッチには止水処置をしており、溢水水位は「約 28cm」である。滞留した溢水は時間の経過とともに、床目皿を介して最地下階のトーラス室へ排水される。トーラス室は原子炉建物（管理区域）の最終滞留区画となっており、周囲のECCSポンプ室へは、水密扉等により伝播を防止している。

建物の浸水時における歩行可能な水深は、歩行困難水深及び水压でドアが開かなくなる水深等から 30cm と設定しており、作業用長靴（長さ約 40cm）を装備することで、地震により溢水が発生してもアクセスルートの通行は可能である。なお、防護具の着用は 10 分以内に実施可能であることを確認した。

また、実際には床目皿による排水が期待できるためアクセスは容易になる。

原子炉建物（管理区域）の最終滞留区画であるトーラス室については、アクセス及び操作が必要となるが、トーラス室の歩廊は床面から約 7.5m の高さに設置しており、溢水水位約 98cm に対し十分に高い位置にあるためアクセスは可能である。なお、その他の原子炉建物最地下階のアクセスが必要となる区画の溢水はない。

表 4-4 各エリアの溢水水位

EL (m)	原子炉建物 (管理区域)	原子炉建物 (非管理区域)	タービン建物 (非管理区域)	廃棄物処理建物 (非管理区域)	制御室建物
42.800	約 28cm				
34.800	カーブ高さ	カーブ高さ			
30.500	—	溢水なし			
23.800	カーブ高さ	カーブ高さ			
22.100				溢水なし	
16.900			カーブ高さ	溢水なし	カーブ高さ
15.300	カーブ高さ	カーブ高さ			
12.800					カーブ高さ
12.300				溢水なし	
8.800	溢水なし	カーブ高さ	—		カーブ高さ
2.800		約 10cm			
1.300	約 98cm				

【凡例】

「カーブ高さ」：下層階へ排水する開口部高さ（約 8 cm）

「溢水なし」：当該エリアでの排水又は他エリアからの溢水流入なし

「—」：アクセスしないエリア

■：建物に存在しないフロアレベル

別紙 1 保管場所及びアクセスルートの周辺斜面及び敷地下斜面
のすべり安定性評価
(掘削前)

目次

1. 概要	1
2. 掘削後の条件との比較	1
3. 評価結果	3

1. 概要

本資料は、安全対策工事に伴う掘削前の状態において、保管場所及びアクセスルート
の周辺斜面及び敷地下斜面のすべり安定性評価について説明するものである。

2. 掘削後の条件との比較

「3.3.2 周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり」にて、掘削後のすべり安定性評価結果
を示しているため、掘削前後の評価条件の比較を行う。

掘削前後の評価条件の比較を表 2-1 に、掘削前後の地質断面図を図 2-1 に示す。

表 2-1 掘削前後の評価条件の比較

斜面種別	評価対象斜面		掘削形状投影	追加対策工反映 (地盤改良)
岩盤斜面	④-④' 断面	掘削後	○	—
		掘削前	—	—
盛土斜面	⑧-⑧' 断面	掘削後	○	○
		掘削前	—	—

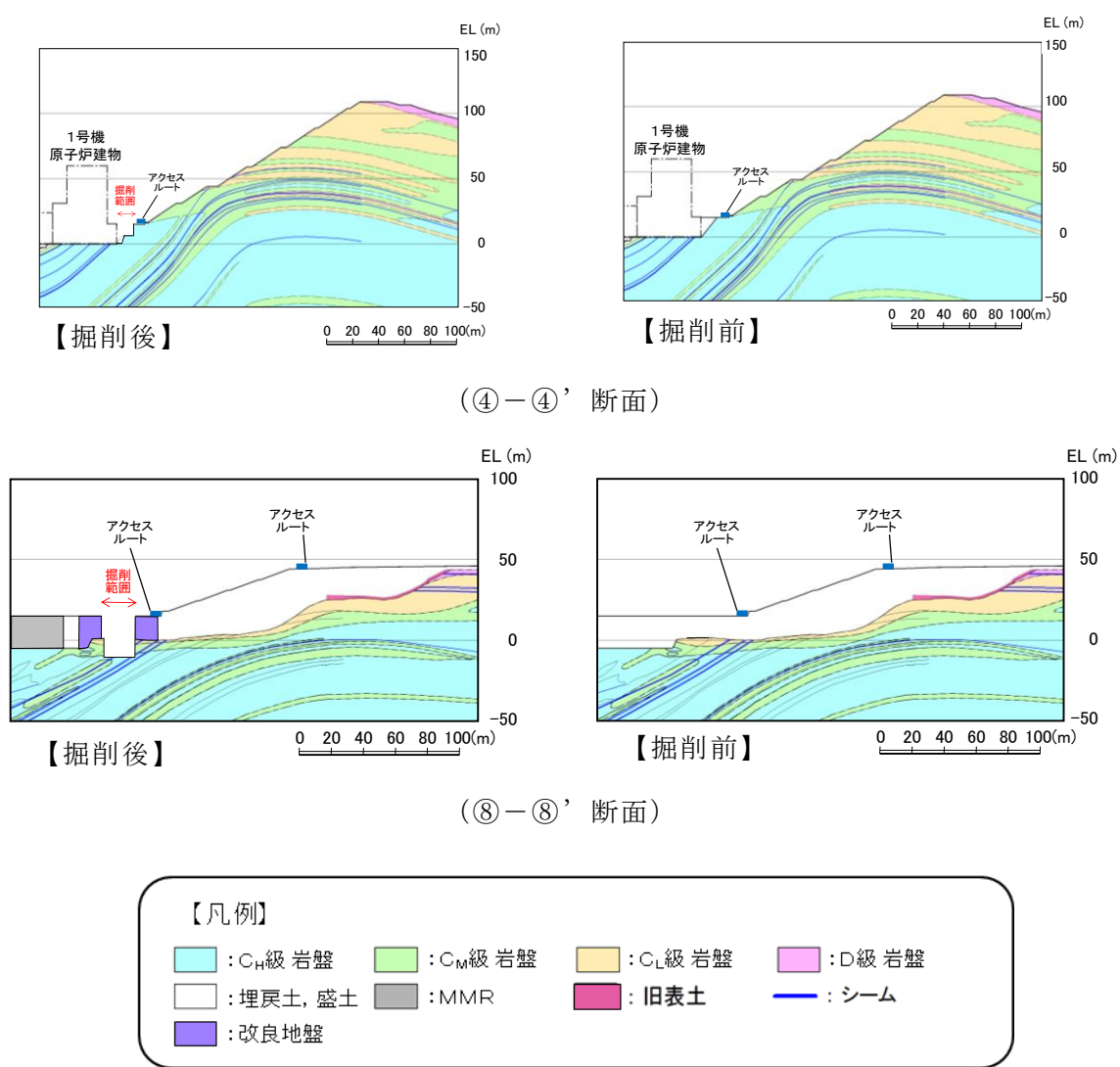


図 2-1 掘削前後の地質断面図

3. 評価結果

評価対象斜面のうち，掘削によるすべり安定性の低下が懸念される斜面における掘削前後のすべり安定性評価の比較結果を表 3-1 及び図 3-1 に示す。

周辺斜面を対象としたすべりに対する安定性評価の結果，評価対象斜面の最小すべり安全率は評価基準値 1.0 を上回っていることを確認した。

表 3-1 掘削前後のすべり安定性評価の比較結果

斜面種別	評価対象斜面	すべり安全率 (掘削後)	すべり安全率 (掘削前)
岩盤斜面	④-④' 断面	1.59	1.56
盛土斜面	⑧-⑧' 断面	1.56	1.61

【グループ A】

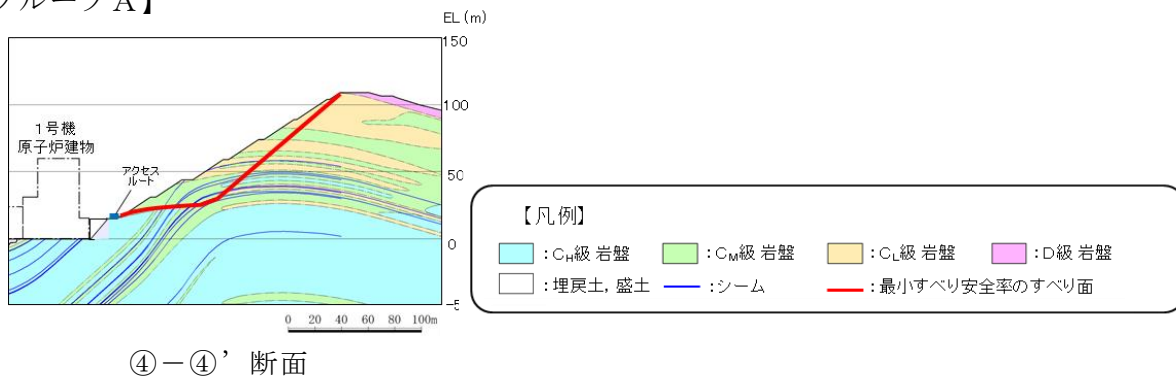


図 3-1 掘削前の状態における周辺斜面の安定性評価結果 (1/2)

【グループ B】

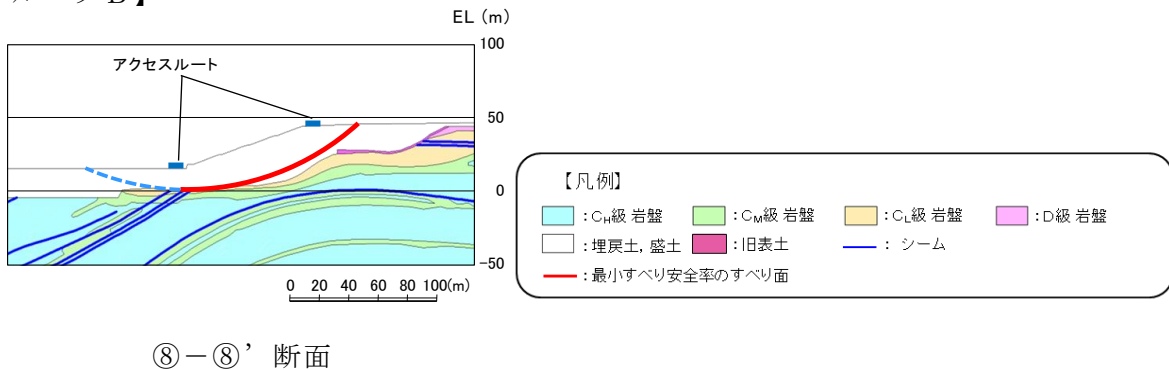


図 3-1 掘削前の状態における周辺斜面の安定性評価結果 (2/2)

VI-1-1-7-別添 2 可搬型重大事故等対処設備の設計方針

目 次

1.	概要	1
2.	設計の基本方針	1
2.1	自然現象及び外部人為事象	1
2.2	溢水	4
2.3	火災	4
3.	設備分類	6
3.1	車両型設備	6
3.2	ポンベ設備	6
3.3	可搬型空気浄化設備	6
3.4	その他設備	6
4.	要求機能及び性能目標	9
4.1	要求機能	9
4.2	性能目標	9
5.	機能設計	14
5.1	車両型設備の設計方針	14
5.2	ポンベ設備の設計方針	14
5.3	可搬型空気浄化設備の設計方針	14
5.4	その他設備の設計方針	15
6.	構造強度設計	16
6.1	構造強度の設計方針	16
6.2	荷重及び荷重の組合せ	17
6.3	機能維持の方針	18

1. 概要

本資料は、添付書類VI-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」（以下「VI-1-1-7」という。）にて設定している可搬型重大事故等対処設備の機能維持に係る設計方針を整理した上で、各設計方針に対して、可搬型重大事故等対処設備の設備分類、要求機能及び性能目標を明確にし、各設備の機能設計等について説明するものである。

なお、VI-1-1-7では、可搬型重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性について、「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」、「悪影響防止等」、「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」に分け、設計方針を示している。

2. 設計の基本方針

可搬型重大事故等対処設備は、荷重及び波及的影響を含め想定される環境条件において、重大事故等に対処するための必要な機能を損なわない設計とするとともに、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と共通要因によって同時に機能が損なわれるおそれがない設計とする。

これらの設計に考慮すべき要因である自然現象、外部人為事象、溢水及び火災に対する可搬型重大事故等対処設備の設計方針について以下に示す。

2.1 自然現象及び外部人為事象

(1) 地震

可搬型重大事故等対処設備は、自然現象のうち地震に関して、耐震設計として横すべりを含めて地震による荷重を考慮して機能を損なわない設計とするとともに、地震後においても必要な機能を維持する設計とする。

屋内の可搬型重大事故等対処設備は、地震随伴火災及び地震随伴溢水の影響を考慮して保管する。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、地震による影響（敷地下斜面のすべり、液状化又は揺すり込みによる不等沈下、傾斜及び浮上り、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等）により必要な機能を喪失しない位置に保管する。

可搬型重大事故等対処設備は、設計基準対象施設とは異なり、床、地盤等に強固に固定されず、地震により他の設備へ波及的影響を与えるおそれがあることから、使用時の移動又は運搬において他の設備へ波及的影響を考慮する必要がある。また、構造上、地震により、すべり及び傾きが生じることが考えられることから、波及的影響の評価により、当該設備による波及的影響を防止する必要がある他の設備に対して波及的影響を及ぼさない設計とする。

可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。

可搬型重大事故等対処設備の耐震設計については、本資料に基づき実施する。

可搬型重大事故等対処設備の位置的分散については、VI-1-1-7の「2.1 多重性又は多様

性及び独立性並びに位置的分散」に示す。

可搬型重大事故等対処設備の保管場所における考慮については、添付書類VI-1-1-7-別添1「可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート」に示す。

(2) 津波

可搬型重大事故等対処設備は、自然現象として津波に対する耐津波設計を実施する。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、基準津波による影響を考慮した場所に保管する。

屋内の可搬型重大事故等対処設備に対しても、基準津波による影響を考慮し、必要な津波防護対策を講じる設計とする。

可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。

可搬型重大事故等対処設備の耐津波設計については、添付書類VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類VI-1-1-3-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する説明書」に基づき実施する。

可搬型重大事故等対処設備の位置的分散については、VI-1-1-7の「2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」に示す。

(3) 風（台風）及び竜巻

屋内の可搬型重大事故等対処設備は、自然現象のうち風（台風）及び竜巻に対し、建物内に保管する設計とする。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する設計とする。なお、屋外の可搬型重大事故等対処設備に、竜巻により飛散して外部事象防護対象施設や同じ機能を有する他の重大事故等対処設備に影響を与えるものはない。

風（台風）及び竜巻に対する可搬型重大事故等対処設備の設計については、添付書類VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類VI-1-1-3-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する説明書」に基づき実施する。

可搬型重大事故等対処設備の位置的分散については、VI-1-1-7の「2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」に示す。

(4) 積雪及び火山の影響

屋内の可搬型重大事故等対処設備は、自然現象のうち積雪及び火山の影響に対して建物内に保管する設計とする。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、積雪及び火山の影響を考慮して、必要により除雪及び除灰の措置を講じる。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設

備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する設計とする。

可搬型重大事故等対処設備は、積雪及び火山の影響に対する設計について、添付書類VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類VI-1-1-3-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する説明書」に基づき実施する。

可搬型重大事故等対処設備の位置的分散については、VI-1-1-7の「2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」に示す。

(5) 飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム

屋内の可搬型重大事故等対処設備は、外部人為事象のうち飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに関して、可能な限り設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備が設置されている建物から100m以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対象施設及び常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する設計とする。

可搬型重大事故等対処設備の位置的分散については、VI-1-1-7の「2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」に示す。

(6) その他自然現象及び外部人為事象

屋内の可搬型重大事故等対処設備は、自然現象のうち凍結、降水、落雷、地滑り・土石流及び生物学的事象並びに外部人為事象のうち火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害（以下「その他自然現象及び外部人為事象」という。）に対して、建物内に保管する設計とする。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する設計とする。

その他自然現象及び外部人為事象に対する可搬型重大事故等対処設備の設計については、添付書類VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類VI-1-1-3-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する説明書」に基づき実施する。

可搬型重大事故等対処設備の位置的分散については、VI-1-1-7の「2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」に示す。

2.2 溢水

可搬型重大事故等対処設備は、屋外の低耐震クラスのタンクの破損等による溢水に対して、溢水による影響を考慮した設計とするか又は溢水の影響のない場所に保管する設計とする。

可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。

可搬型重大事故等対処設備の溢水に対する防護設計については、添付書類VI-1-1-9「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」のうち添付書類VI-1-1-9-1「溢水等による損傷防止の基本方針」に基づき実施する。

可搬型重大事故等対処設備の位置的分散については、VI-1-1-7の「2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」に示す。

2.3 火災

可搬型重大事故等対処設備は、火災に対して火災防護計画に基づき火災防護対策を策定する。

可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。

可搬型重大事故等対処設備の火災防護計画については、添付書類VI-1-1-8「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の内容を踏まえ策定する。

可搬型重大事故等対処設備の位置的分散については、VI-1-1-7の「2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」に示す。

以上を踏まえ、可搬型重大事故等対処設備については、設備の構造及び機能別に分類し、機能設計上の性能目標と地震による荷重を考慮した構造強度設計上の性能目標を定める。

可搬型重大事故等対処設備は、機能設計上の性能目標を達成するため、設備ごとに機能の設計方針を定める。

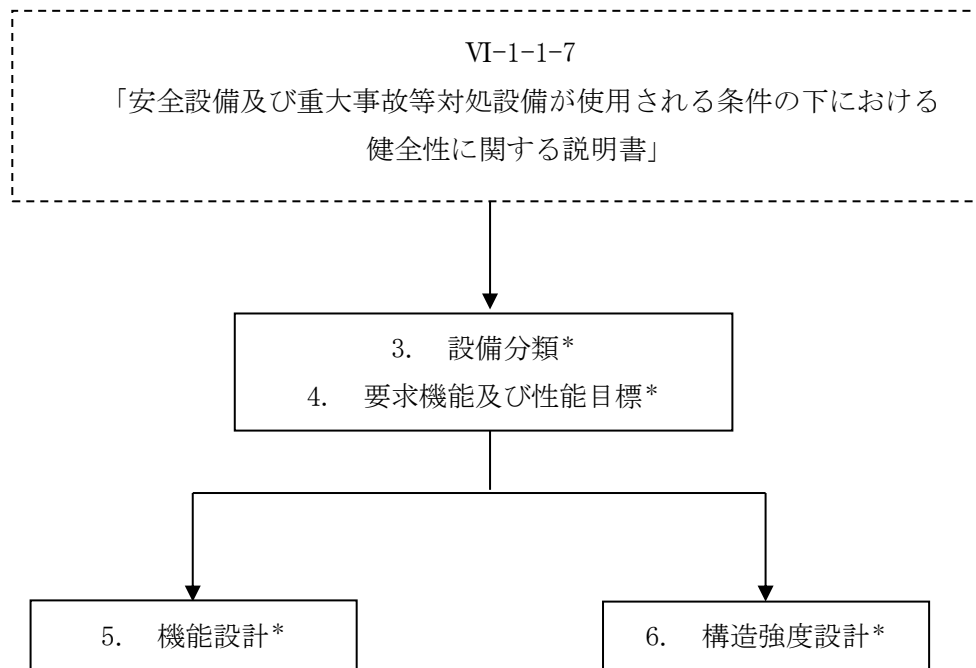
可搬型重大事故等対処設備は、構造強度設計上の性能目標を達成するため、設備ごとに構造強度設計上の方針を示した上で、添付書類VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類VI-1-1-3-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する説明書」及び添付書類VI-2「耐震性に関する説明書」のうち添付書類VI-2-1-9「機能維持の基本方針」の「3.1 構造強度上の制限」にて設定している荷重条件及び荷重の組合せに従い、構造強度設計上に必要な考慮すべき荷重条件を設定し、その荷重の組合せの考え方を定める。

可搬型重大事故等対処設備の設計フローを図2-1に示す。

耐震設計上の重大事故等対処施設の設備の分類に該当しない設備である可搬型重大事故等対処設備の耐震計算については、主要設備リスト記載設備であるため、添付書類VI-2「耐震性に関する説明書」のうち添付書類VI-2-1-9「機能維持の基本方針」に基づき実施し、耐震計算の方針及び耐震計算の方法並びに結果については、添付書類VI-2-別添3「可搬型重大事故等対処設備の

耐震性に関する説明書」に示す。

添付書類VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類VI-1-1-3-3「竜巻への配慮に関する説明書」に基づき竜巻対策として実施する固縛措置については、可搬型重大事故等対処設備の耐震計算の波及的影響評価の結果を考慮した設計とする。



注記*：フロー中の番号は本資料での記載箇所

図 2-1 可搬型重大事故等対処設備の設計フロー

3. 設備分類

可搬型重大事故等対処設備は、構造強度設計を行うにあたり、当該設備を支持する構造を含む各設備の構造により以下のとおり分類する。

3.1 車両型設備

移動機能を有する車両にポンプ、発電機、内燃機関等を積載し、取付ボルトで固定し、地盤安定性を有する屋外の保管場所の地面に固定せずに保管する設備を車両型設備として分類する。

- a. ホイールローダ
- b. 大量送水車
- c. 移動式代替熱交換設備
- d. 大型送水ポンプ車
- e. 可搬式窒素供給装置
- f. 高圧発電機車
- g. タンクローリ
- h. 緊急時対策所用発電機
- i. 第1ベントフィルタ出口水素濃度

3.2 ボンベ設備

ボンベラック等に収納し、ラック等を耐震性を有する建物内及び地盤安定性を有する屋外に溶接又は取付ボルトで固定して保管する設備をボンベ設備として分類する。

- a. 逃がし安全弁用窒素ガスボンベ
- b. 中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）
- c. 空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）

なお、ボンベ本数が多い空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）については、ボンベ交換の作業性を考慮し、ボンベカードルにボンベを収納する。

3.3 可搬型空気浄化設備

地盤安定性を有する屋外の保管場所において、固縛装置で固縛する空気浄化設備を可搬型空気浄化設備として分類する。

- a. 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット
- b. 緊急時対策所空気浄化送風機

3.4 その他設備

耐震性を有する建物内の保管場所及び地盤安定性を有する屋外の保管場所において、スリン

グ等で拘束する設備をその他設備として分類する。

- a. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池
- b. 大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- c. 大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- d. 大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- e. 大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- f. 大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース
- g. 大量送水車出口ライン送水用 20m ホース
- h. 大量送水車出口ライン送水用 10m ホース
- i. 可搬型ストレーナ
- j. 可搬型スプレイノズル
- k. 大型送水ポンプ車入口ライン取水用 20m, 5m, 1m ホース
- l. 大型送水ポンプ車出口ライン送水用 50m, 5m, 2m ホース
- m. 大型送水ポンプ車出口ライン送水用 15m ホース
- n. 大型送水ポンプ車出口ライン送水用 10m, 5m ホース
- o. 大型送水ポンプ車出口ライン送水用 1m ホース
- p. 移動式代替熱交換設備入口ライン戻り用 5m ホース
- q. 移動式代替熱交換設備出口ライン供給用 5m ホース
- r. 可搬式窒素供給装置用 10m ホース
- s. 可搬式窒素供給装置用 20m ホース
- t. 可搬式窒素供給装置用 2m ホース
- u. 放水砲
- v. 放射性物質吸着材
- w. シルトフェンス
- x. 小型船舶
- y. 泡消火薬剤容器
- z. タンクローリ給油用 20m, 7m ホース
- aa. タンクローリ送油用 20m ホース
- ab. タンクローリ給油用 7m ホース
- ac. 可搬型計測器
- ad. プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室)
- ae. 酸素濃度計
- af. 二酸化炭素濃度計
- ag. LEDライト (三脚タイプ)
- ah. 可搬式モニタリングポスト
- ai. データ表示装置 (可搬式モニタリングポスト用)
- aj. 可搬式ダスト・よう素サンブラ
- ak. NaIシンチレーションサーベイメータ

- a1. GM汚染サーベイメータ
- am. 可搬式気象観測装置
- an. データ表示装置（可搬式気象観測装置用）
- ao. 電離箱サーベイメータ
- ap. $\alpha \cdot \beta$ 線サーベイメータ
- aq. 窒素ガスポンベ連結管～窒素ガスポンベ連結管接続口
- ar. 空気供給装置連結管
- as. 空気ポンベ加圧設備空気ポンベ連結管～空気ポンベ加圧設備空気ポンベ連結管接続口
- at. 空気ポンベ加圧設備空気ポンベ連結管接続口～フレキシブルチューブ接続口（上流側）
- au. 空気ポンベ加圧設備用 1.5m フレキシブルチューブ
- av. フレキシブルチューブ接続口（下流側）～建物加圧空気配管接続口（上流側）
- aw. 空気ポンベ加圧設備用 2.3m フレキシブルホース
- ax. 緊急時対策所空気浄化装置用 2.5m, 1.5m 可搬型ダクト
- ay. 可搬式エリア放射線モニタ
- az. 可搬ケーブル
- ba. 有線式通信設備
- bb. 無線通信設備（携帯型）
- bc. 衛星電話設備（携帯型）

4. 要求機能及び性能目標

重大事故等に対処することを目的として、VI-1-1-7において、可搬型重大事故等対処設備は、地震後においても重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないこととしている。また、構造強度設計を行うにあたり、「3. 設備分類」において、車両型設備、ポンベ設備、可搬型空気浄化設備及びその他設備に分類している。これらを踏まえ、設備分類ごとに要求機能を整理するとともに、機能設計上の性能目標と構造強度設計上の性能目標を設定する。

4.1 要求機能

可搬型重大事故等対処設備は、重大事故等に対し、地震後においても重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないことが要求される。

可搬型重大事故等対処設備は、地震時において、他の設備に悪影響を及ぼさないことが要求される。

可搬型重大事故等対処設備は、設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備に対して波及的影響を及ぼさないことを確認する。

設計基準対象施設のうち耐震重要度分類のSクラスに属する施設、重大事故等対処施設のうち常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備及び常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）並びにこれらが設置される常設重大事故等対処施設が、下位クラスとしての可搬型重大事故等対処設備の波及的影響によって、それぞれその安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とすることを、添付書類VI-2「耐震性に関する説明書」のうち添付書類VI-2-1-5「波及的影響に係る基本方針」に示す。

可搬型重大事故等対処設備が、周辺機器等からの波及的影響によって重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とすることについては、VI-1-1-7の「2.3 環境条件等」及び添付書類VI-1-1-7-別添1「可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート」に示す。

4.2 性能目標

(1) 車両型設備

車両型設備は、重大事故等に対し、地震後においても、車両全体としての安定性及び重大事故等に対処するために必要な送水等の機能を維持し、容易に移動できることを機能設計上の性能目標とする。

車両型設備は、地震後においても、他の可搬型重大事故等対処設備を含む他の設備からの機械的な波及的影響により、重大事故等に対処するために必要な送水等の機能を維持し、容易に移動できることを損なわないよう、また、地震時において、当該設備による波及的影響を防止する必要がある他の設備に悪影響を及ぼさないようにすることを機能設計上の性能目標とする。

車両型設備は、重大事故等起因の荷重は発生しないため、基準地震動S_sによる地震力に対し、地盤安定性を有する屋外の保管場所に保管するとともに、以下の内容を構造強度設計上の性能目標とする。

a. 構造強度

車両型設備は、地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対し、炉心等へ冷却水を送水する機能を有するポンプ、必要な負荷へ給電するために発電する機能を有する発電機、これらの駆動源となる内燃機関等の機器を車両に取付ボルトで固定し、主要な構造部材が送水機能、発電機能、駆動機能等を維持可能な構造強度を有すること。

b. 転倒

車両型設備は、地震時において、基準地震動 S_s による地震力に対し、炉心等へ冷却水を送水する機能を有するポンプ、必要な負荷へ給電するために発電する機能を有する発電機、これらの駆動源となる内燃機関等の機器を車両に取付ボルトで固定し、車両型設備全体が安定性を有し、転倒しないこと。

c. 機能維持

(a) 動的及び電氣的機能

車両型設備は、地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対し、車両に積載しているポンプ等の炉心等へ冷却水を送水する機能、必要な負荷へ給電するために発電する機能、これらの駆動源となる内燃機関等の動的及び電氣的機能を維持できること。

(b) 支持機能及び移動機能

車両型設備は、地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対し、車両積載物から受ける荷重を支持する機能及び車両型設備としての自走、牽引等による移動機能を維持できること。

d. 波及的影響

車両型設備は、地震時において、基準地震動 S_s による地震力に対し、地盤安定性を有する屋外の保管場所の地面に固定せずに保管し、車両型設備全体が安定性を有し、主要な構造部材が送水機能、発電機能、支持機能等を維持可能な構造強度を有し、当該設備のすべり及び傾きにより、当該設備による波及的影響を防止する必要がある他の設備に対して波及的影響を及ぼさないよう保管すること。

(2) ボンベ設備

ボンベ設備は、重大事故等に対し、地震後においても、機器全体としての安定性及び重大事故等に対処するために必要な窒素又は空気の供給機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

また、ボンベ設備は、地震後においても、他の可搬型重大事故等対処設備を含む他の設備からの機械的な波及的影響により、重大事故等に対処するために必要な窒素等の供給機能を維持できることを損なわないよう、また、地震時において、当該設備による波及的影響を防止する必要がある他の設備に悪影響を及ぼさないようにすることを機能設計上の性能目標とする。

ボンベ設備は、重大事故等起因の荷重は発生しないため、基準地震動 S_s による地震力に対し、耐震性を有する建物内及び地盤安定性を有する屋外の保管場所に保管するとともに、以下の内容を構造強度設計上の性能目標とする。

a. 構造強度

ボンベ設備は、地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対し、ボンベラック等に収納し、ラック等を耐震性を有する建物内及び地盤安定性を有する屋外の保管場所の床、壁又は架台に溶接又は取付ボルトで固定して保管し、主要な構造部材が窒素又は空気供給機能を維持可能な構造強度を有すること。

b. 転倒

ボンベ設備は、地震時において、基準地震動 S_s による地震力に対し、耐震性を有する建物内及び地盤安定性を有する屋外の保管場所に保管し、床、壁又は架台に溶接又は取付ボルトで固定することで機器全体が安定性を有し、転倒しないこと。

c. 波及的影響

ボンベ設備は、地震時において、基準地震動 S_s による地震力に対し、ボンベラック等に収納し、ラック等を耐震性を有する建物内及び地盤安定性を有する屋外の保管場所の床、壁又は架台に溶接又は取付ボルトで固定して保管し、主要な構造部材が窒素又は空気供給機能を維持可能な構造強度を有することで、当該設備による波及的影響を防止する必要がある他の設備に対して波及的影響を及ぼさないよう保管すること。

(3) 可搬型空気浄化設備

可搬型空気浄化設備は、重大事故等に対し、地震後においても、機器全体としての安定性及び重大事故等に対処するために必要な換気機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

また、可搬型空気浄化設備は、地震後においても、他の可搬型重大事故等対処設備を含む他の設備からの機械的な波及的影響により、重大事故等に対処するために必要な換気機能を維持できることを損なわないよう、また、地震時において、当該設備による波及的影響を防止する必要がある他の設備に対して波及的影響を及ぼさないことを機能設計上の性能目標とする。

可搬型空気浄化設備は、重大事故等起因の荷重は発生しないため、基準地震動 S_s による地震力に対し、地盤安定性を有する屋外の保管場所に保管するとともに、以下の内容を構造強度設計上の性能目標とする。

a. 構造強度

可搬型空気浄化設備は、地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対し、地盤安定性を有する屋外の保管場所に固縛装置で固縛して保管し、主要な構造部材が換気機能を維持可能な構造強度を有すること。

b. 転倒

可搬型空気浄化設備は、地震時において、基準地震動 S_s による地震力に対し、地盤安定性を有する屋外の保管場所に保管し、固縛装置で固縛することで機器全体が安定性を有し、転倒しないこと。

c. 機能維持

可搬型空気浄化設備は、地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対し、緊急時対策所を換気する送風機及びその駆動源となる原動機の動的及び電氣的機能を維持できること。

d. 波及的影響

可搬型空気浄化設備は、地震時において、基準地震動 S_s による地震力に対し、地盤安定性を有する屋外の保管場所に固縛装置で固縛して保管し、主要な構造部材が換気機能を維持可能な構造強度を有することで、当該設備による波及的影響を防止する必要がある他の設備に対して波及的影響を及ぼさないよう保管すること。

(4) その他設備

その他設備は、重大事故等に対し、地震後においても、機器全体としての安定性及び重大事故等に対処するために必要な計測、給電等の機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

その他設備は、地震後においても、他の可搬型重大事故等対処設備を含む他の設備からの機械的な波及的影響により、重大事故等に対処するために必要な計測、給電等の機能を維持できることを損なわないよう、また、地震時において、当該設備による波及的影響を防止する必要がある他の設備に対して波及的影響を及ぼさないことを機能設計上の性能目標とする。

その他設備は、重大事故等起因の荷重は発生しないため、基準地震動 S_s による地震力に対し、耐震性を有する建物内の保管場所又は地盤安定性を有する屋外の保管場所に保管するとともに、以下の内容を構造強度設計上の性能目標とする。

a. 構造強度

その他設備は、地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対し、スリング等で拘束して保管し、主要な構造部材が支持機能を維持可能な構造強度を有すること。

b. 転倒

その他設備は、地震時において、基準地震動 S_s による地震力に対し、耐震性を有する建物内の保管場所又は地盤安定性を有する屋外の保管場所に保管し、スリング等で拘束することで設備全体が安定性を有し、転倒しないこと。

c. 機能維持

その他設備は、地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対し、水位、圧力等を計測する機能、必要な負荷へ給電する機能等の動的及び電氣的機能並びに支持機能を維持できること。

d. 波及的影響

その他設備は、地震時において、基準地震動 S_s による地震力に対し、耐震性を有する建物内の保管場所又は地盤安定性を有する屋外の保管場所で収納箱又はコンテナ内に保管すること、ボルトで固定した架台に保管すること及び本体をスリング等で拘束し保管することで、機器本体が安定性を有し、当該設備による波及的影響を防止する必要がある他の設備に対して波及的影響を及ぼさないこと。

5. 機能設計

「4. 要求機能及び性能目標」で設定している、可搬型重大事故等対処設備の機能設計上の性能目標を達成するために、各設備の機能設計の方針を定める。

5.1 車両型設備の設計方針

車両型設備は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.2 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

車両型設備は、重大事故等に対し、地震後においても車両型設備全体としての安定性及び重大事故等に対処するために必要な送水等の機能を維持し、容易に移動できるものとするため、炉心等へ冷却水を送水する機能を有するポンプ、必要な負荷へ給電するために発電する機能を有する発電機、これらの駆動源となる内燃機関等の機器を車両に積載し、自走、牽引等による移動が可能な設計とする。

車両型設備は、地震後においても、他の可搬型重大事故等対処設備を含む他の設備からの機械的な波及的影響により重大事故等に対処するために必要な送水等の機能を維持し、容易に移動できるよう、また、地震時において、当該設備による波及的影響を防止する必要がある他の設備に悪影響を及ぼさないように、他の設備から適切な離隔距離を確保するため、可搬型重大事故等対処設備間の離隔距離を設定した設計とする。

5.2 ポンベ設備の設計方針

ポンベ設備は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.2 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

ポンベ設備は、重大事故等に対し、地震後においても、機器全体としての安定性及び重大事故等に対処するために必要な窒素又は空気の供給機能を維持するため、逃がし安全弁窒素ガス供給系等へ窒素を供給する機能及び緊急時対策所等へ空気を供給する機能を有するポンベをボンベラック等に収納する設計とする。

ポンベ設備は、地震後においても、他の可搬型重大事故等対処設備を含む他の設備からの機械的な波及的影響により重大事故等に対処するために必要な窒素又は空気供給機能を維持できることを損なわないよう、また、地震時において、当該設備による波及的影響を防止する必要がある他の設備に悪影響を及ぼさないように、ボンベラック等に収納する設計とする。

ポンベ設備は、地震時のラック等の構造健全性及び転倒による周辺設備への波及的影響がないことを確認することで、接続先の耐震性が確保された常設配管との間で大きな相対変位が生じない設計とするとともに、常設設備と接続する連絡管については、可とう性をもつ形状とし、地震時にも機能維持が可能な設計とする。また、連絡管と常設配管との接続箇所（ねじ込み部）については、せん断破壊評価式を用いたねじ込み継手の評価及び内圧に対する強度評価にて健全性を確認する。

5.3 可搬型空気浄化設備の設計方針

可搬型空気浄化設備は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.2 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

可搬型空気浄化設備は、重大事故等に対し、地震後においても、機器全体としての安定性及び重大事故等に対処するために必要な換気機能を維持するため、緊急時対策所を換気する機能を有する緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所空気浄化送風機を固縛装置で固縛する設計とする。

可搬型空気浄化設備は、地震後においても、他の可搬型重大事故等対処設備を含む他の設備からの機械的な波及的影響により重大事故等に対処するために必要な換気機能を維持できることを損なわないよう、また、地震時において、当該設備による波及的影響を防止する必要がある他の設備に対して波及的影響を及ぼさないように、適切に固縛する設計とする。

5.4 その他設備の設計方針

その他設備は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.2 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

その他設備は、重大事故等に対し、地震後においても、機器全体としての安定性及び重大事故等に対処するために必要な計測、給電等の機能を維持するために、水位、圧力等を計測する機能、必要な負荷へ給電する機能等を有する設備を収納箱に保管する等の設計とする。

その他設備は、地震後においても、他の可搬型重大事故等対処設備を含む他の設備からの機械的な波及的影響により重大事故等に対処するために必要な計測、給電等の機能を維持できることを損なわないよう、また、地震時において、当該設備による波及的影響を防止する必要がある他の設備に悪影響を及ぼさないように、適切に拘束する設計とする。

6. 構造強度設計

「4. 要求機能及び性能目標」で設定している、車両型設備、ボンベ設備、可搬型空気浄化設備及びその他設備が構造強度設計上の性能目標を達成するよう、「5. 機能設計」で設定している各設備が有する機能を踏まえて、構造強度設計の設計方針を設定する。

各設備の構造強度の設計方針を設定するとともに、想定する荷重及び荷重の組合せを設定し、これらの荷重に対し、各設備の構造強度を維持するよう構造強度設計と評価方針を設定する。

可搬型重大事故等対処設備の耐震計算の基本方針を、添付書類VI-2-別添3-1「可搬型重大事故等対処設備の耐震計算の方針」に示す。可搬型重大事故等対処設備の耐震計算の方法及び結果を、添付書類VI-2-別添3-3「可搬型重大事故等対処設備のうち車両型設備の耐震性についての計算書」、添付書類VI-2-別添3-4「可搬型重大事故等対処設備のうちボンベ設備の耐震性についての計算書」、添付書類VI-2-別添3-5「可搬型重大事故等対処設備のうち可搬型空気浄化設備の耐震性についての計算書」及び添付書類VI-2-別添3-6「可搬型重大事故等対処設備のうちその他設備の耐震性についての計算書」に、動的地震力の水平2方向及び鉛直方向の組合せに対する各設備の影響評価結果については、添付書類VI-2-別添3-7「可搬型重大事故等対処設備の水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果」に示す。

6.1 構造強度の設計方針

「4. 要求機能及び性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を達成するための設計方針を車両型設備、ボンベ設備、可搬型空気浄化設備及びその他設備ごとに示す。

(1) 車両型設備

車両型設備は、「5.1 車両型設備の設計方針」で設定している機能設計を踏まえ、炉心等へ冷却水を送水する機能を有するポンプ、必要な負荷へ給電するために発電する機能を有する発電機、これらの駆動源となる内燃機関等の機器を車両に積載し、自走、牽引等による移動が可能な設計とする。

また、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.2 性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を踏まえ、基準地震動 S_s による地震力に対し、車両型設備全体が安定性を有し、主要な構造部材が送水機能、発電機能、駆動機能等を維持可能な構造強度を有し、動的及び電氣的機能を維持し、車両型設備の積載物から受ける荷重を支持する機能及び車両型設備としての自走、牽引等による移動機能を維持できる設計とする。

(2) ボンベ設備

ボンベ設備は、「5.2 ボンベ設備の設計方針」で設定している機能設計を踏まえ、逃がし安全弁窒素ガス供給系等へ窒素を供給する機能及び緊急時対策所等へ空気を供給する機能を有するボンベをラック等に収納する設計とする。

また、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.2 性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を踏まえ、基準地震動 S_s による地震力に対し、耐震性を有するラック等に収納し、逃がし安全弁窒素ガス供給系等へ窒素を供給するボンベについては、耐震性を有する建物内の保管場所の壁又は床面に溶接で固定して保管し、緊急時対策所等へ空気を供給するボ

ンベについては、地盤安定性を有する屋外の保管場所の架台に取付ボルトで固定して保管することで、主要な構造部材が窒素又は空気供給機能を維持可能な構造強度を有する設計とする。

(3) 可搬型空気浄化設備

可搬型空気浄化設備は、「5.3 可搬型空気浄化設備の設計方針」で設定している機能設計を踏まえ、緊急時対策所を換気する機能を有する緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所空気浄化送風機を固縛装置で固縛する設計とする。

また、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.2 性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を踏まえ、基準地震動 S_s による地震力に対し、地盤安定性を有する屋外の保管場所に保管し、固縛装置で固縛することで、機器全体が安定性を有し、動的及び電氣的機能を維持し、主要な構造部材が換気機能を維持可能な構造強度を有する設計とする。

(4) その他設備

その他設備は、「5.4 その他設備の設計方針」で設定している機能設計を踏まえ、水位、圧力等を計測する機能、必要な負荷へ給電する機能等を有する設備を収納箱に保管する等の設計とする。

また、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.2 性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を踏まえ、基準地震動 S_s による地震力に対し、耐震性を有する建物内の保管場所又は地盤安定性を有する屋外の保管場所に保管し、スリング等で拘束することで設備全体が安定性を有し、水位、圧力等を計測する機能、必要な負荷へ給電する機能等の機能を維持可能な構造強度を有し、動的及び電氣的機能並びに支持機能を維持できる設計とする。

6.2 荷重及び荷重の組合せ

「4. 要求機能及び性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を達成するために、考慮すべき荷重条件を設定し、荷重の組合せの考え方を示す。

(1) 荷重の種類

a. 常時作用する荷重

常時作用する荷重は持続的に生じる荷重であり、自重及び積載荷重とする。

b. 風荷重

風荷重は、添付書類VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」に従い、平成12年5月31日建設省告示第1454号に基づく発電所立地地域（松江市）の基準風速30m/sを使用する。

風荷重の最大荷重の継続時間は短いため、ガスト影響係数を1として風荷重を算定する。

c. 積雪荷重

積雪荷重は、添付書類VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」に従い、松江地方気象台で観測された観測史上1位の月最深積雪100cmに平均的な積雪荷重を与えるための係数0.35を考慮する。

また、松江市建築基準法施行規則により、積雪量1cmごとに $20\text{N}/\text{m}^2$ の積雪荷重が作用することを考慮し、積雪面積を乗じて積雪荷重を算定する。

d. 地震荷重

地震荷重は、基準地震動 S_s に伴う地震力による荷重とする。

耐震計算における動的地震力の水平方向及び鉛直方向の組合せについては、水平1方向及び鉛直方向地震力の組合せ又は水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せで実施する。耐震計算を水平1方向及び鉛直方向地震力の組合せで実施した場合は、その計算結果に基づき水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せが耐震性に及ぼす影響を評価する。

可搬型重大事故等対処設備の耐震計算における動的地震力の水平1方向及び鉛直方向地震力又は水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せた結果は、添付書類VI-2「耐震性に関する説明書」の添付書類VI-2-別添3「可搬型重大事故等対処設備の耐震性に関する説明書」のうち添付書類VI-2-別添3-3「可搬型重大事故等対処設備のうち車両型設備の耐震性についての計算書」、添付書類VI-2-別添3-4「可搬型重大事故等対処設備のうちポンベ設備の耐震性についての計算書」、添付書類VI-2-別添3-5「可搬型重大事故等対処設備のうち可搬型空気浄化設備の耐震性についての計算書」及び添付書類VI-2-別添3-6「可搬型重大事故等対処設備のうちその他設備の耐震性についての計算書」に、水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せの影響評価結果は、添付書類VI-2「耐震性に関する説明書」の添付書類VI-2-別添3-7「可搬型重大事故等対処設備の水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果」に示す。

(2) 荷重の組合せ

可搬型重大事故等対処設備の耐震計算の荷重の組合せの考え方について、保管状態であることから重大事故等起因の荷重は発生しない。荷重の組合せの考え方については、添付書類VI-2「耐震性に関する説明書」のうち添付書類VI-2-1-9「機能維持の基本方針」に示す。

6.3 機能維持の方針

「4. 要求機能及び性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を達成するために、「6.1 構造強度の設計方針」に示す構造を踏まえ、「6.2 荷重及び荷重の組合せ」で設定している荷重条件を考慮して、各設備の構造設計及びそれを踏まえた評価方針を設定する。

(1) 車両型設備

a. 構造設計

車両型設備は、「6.1 構造強度の設計方針」で設定している設計方針及び「6.2 荷重

及び荷重の組合せ」で設定している荷重を踏まえ、以下の構造とする。

車両型設備は、サスペンションを有し、地震に対する影響を軽減できる構造とし、間接支持構造物としての車両にポンプ、発電機、内燃機関等を取付ボルトにより据え付ける構造であるとともに、早期の重大事故等の対処を考慮し、自走、牽引等にて移動できる構造とし、車両、ポンプ、発電機、内燃機関等で構成する構造とする。また、地盤安定性を有する屋外の保管場所の地面に固定せずに保管する。

車両型設備の構造計画を表 6-1 に示す。車両型設備の概略図を図 6-1 に示す。

b. 評価方針

車両型設備は、「a. 構造設計」を踏まえ、以下の耐震評価方針とする。

(a) 構造強度

基準地震動 S_s による地震力に対し、車両に積載しているポンプ、発電機、内燃機関等の支持部の取付ボルト及びコンテナ取付ボルトが、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微小なレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有することを、計算により確認する。

(b) 転倒

ポンプ、発電機、内燃機関等の機器を積載している車両全体は、基準地震動 S_s による地震力に対し、保管場所の地表面の最大応答加速度が、加振試験により転倒しないことを確認した加振台の最大加速度以下であることにより確認する。

(c) 機能維持

イ. 動的及び電氣的機能

車両に積載しているポンプ、発電機、内燃機関等は、基準地震動 S_s による地震力に対し、保管場所の地表面の最大応答加速度が、地震力に伴う浮上りを考慮しても、加振試験により、ポンプの送水機能、発電機の発電機能、内燃機関の駆動機能等の動的及び電氣的機能を維持できることを確認した加振台の最大加速度以下であることにより確認する。

ロ. 支持機能及び移動機能

車両部は、基準地震動 S_s による地震力に対し、保管場所の地表面の最大応答加速度が、地震力に伴う浮上りを考慮しても、加振試験により積載物の支持機能及び車両型設備としての自走、牽引等による移動機能を維持できることを確認した加振台の最大加速度以下であることにより確認する。

(d) 波及的影響

基準地震動 S_s による地震力に対し、設備のすべり及び傾きにより、波及的影響を防止する必要がある他の設備に対して波及的影響を及ぼさないことを、加振試験により確認した設備のすべり及び傾きによる設備頂部の変位量が、設定した離隔距離未満であることにより確認する。

基準地震動 S_s による地震力に対する耐震計算の方針については、添付書類VI-2-別添3-1「可搬型重大事故等対処設備の耐震計算の方針」に示し、耐震計算の方法及び結果については、添付書類VI-2-別添3-3「可搬型重大事故等対処設備のうち車両型設備の耐震性についての計算書」に示す。

表 6-1 車両型設備の構造計画

設備分類	計画の概要		説明図
	主体構造	支持構造	
<p>【位置】</p> <p>車両型設備は、VI-1-1-7の要求を満たす地盤安定性を有する保管場所として、以下のエリアに保管する設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第1保管エリア ・第2保管エリア ・第3保管エリア ・第4保管エリア 			
車両型設備	<p>サスペンションを有し、地震に対する影響を軽減できる構造であるとともに、早期の重大事故等への対処を考慮し、自走、牽引等にて移動できる構造とし、車両、ポンプ、発電機、内燃機関等により構成する。</p>	<p>ポンプ、発電機、内燃機関等は、コンテナに直接支持構造物である取付ボルトにて固定する。ポンプ、発電機、内燃機関等を収納したコンテナは、間接支持構造物であるトラック又はトラクタ・トレーラに積載し取付ボルトにより固定し、保管場所に固定せずに保管する。</p>	図 6-1

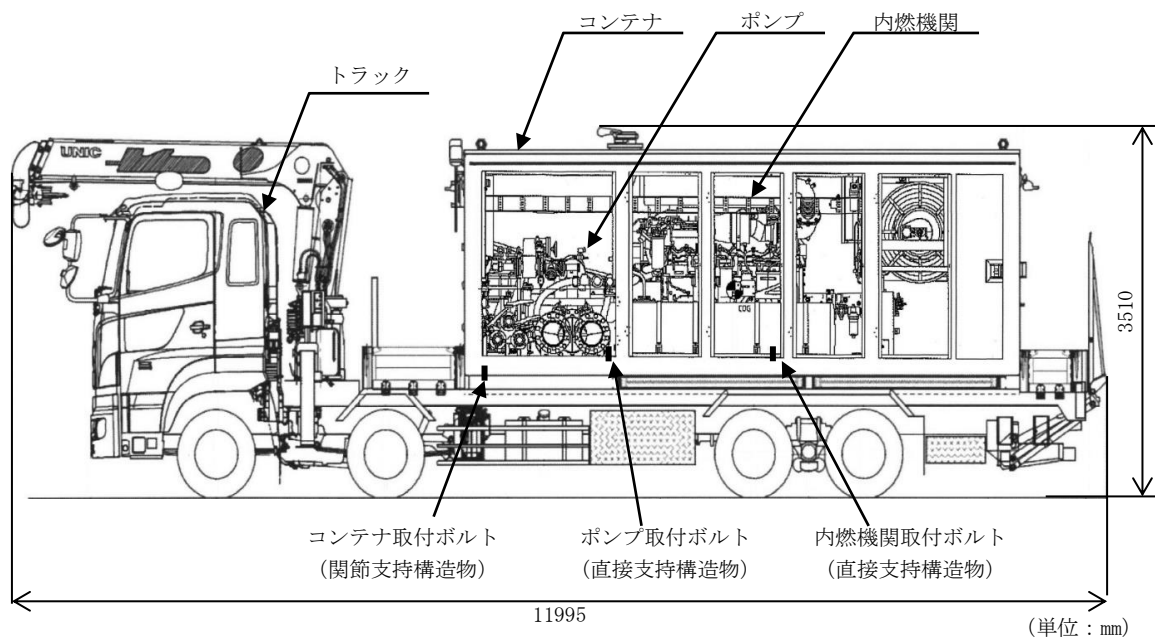


図 6-1 車両型設備

(2) ボンベ設備

a. 構造設計

ボンベ設備は、「6.1 構造強度の設計方針」で設定している設計方針及び「6.2 荷重及び荷重の組合せ」で設定している荷重を踏まえ、以下の構造とする。

ボンベ設備は、ボンベ（窒素ボンベ又は空気ボンベ）、ボンベラック等により構成する。

ボンベは、容器として十分な強度を有する構造とし、転倒を防止するため、固定ボルトによりボンベラックに固定し、ボンベラック等を溶接又は取付ボルトにより床、壁又は架台へ固定し支持する構造とする。

ボンベ設備の構造計画を表 6-2 に示す。ボンベ設備の概略図を図 6-2～図 6-4 に示す。

b. 評価方針

ボンベ設備は、「a. 構造設計」を踏まえ、以下の耐震評価方針とする。

(a) 構造強度

基準地震動 S_s による地震力に対し、ボンベを収納するボンベラック等及びこれを床面、壁面又は架台に固定する溶接部又は取付ボルトが、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微小なレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有することを、計算により確認する。

(b) 転倒

基準地震動 S_s による地震力に対し、ボンベを収納するボンベラック等及びこれを床面、壁面又は架台に固定する溶接部又は取付ボルトが、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微小なレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有することを、「(a) 構造強度」により確認することで、転倒しないことを確認する。

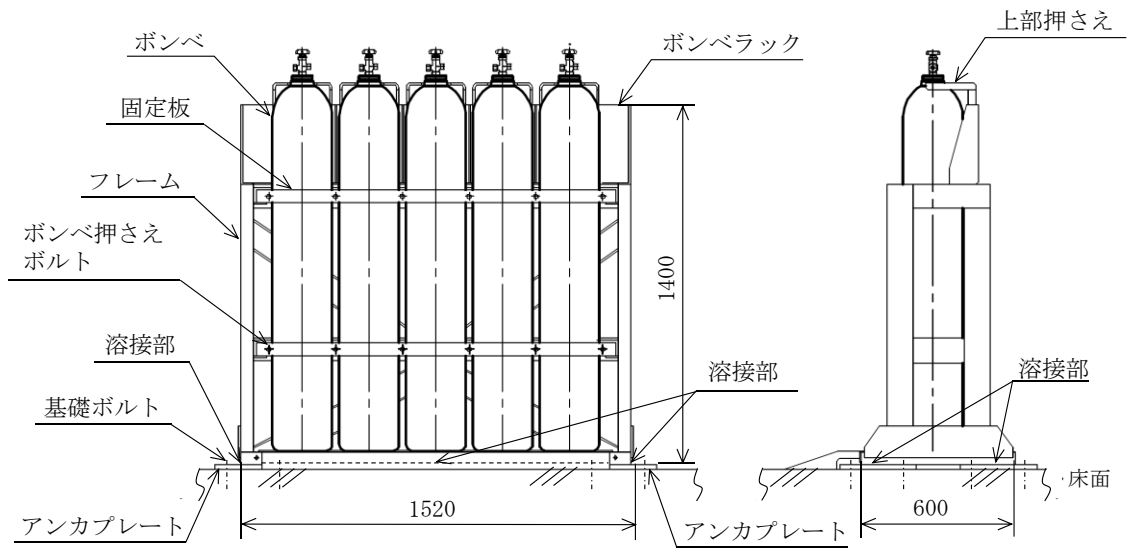
(c) 波及的影響

基準地震動 S_s による地震力に対し、ボンベを収納するボンベラック等及びこれを床面、壁面又は架台に固定する溶接部又は取付ボルトが、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微小なレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有することを、計算により確認することで、当該設備による波及的影響を防止する必要がある他の設備に対して波及的影響を及ぼさないことを確認する。

基準地震動 S_s による地震力に対する耐震計算の方針については、添付書類 VI-2-別添 3-1 「可搬型重大事故等対処設備の耐震計算の方針」に示し、耐震計算の方法及び結果については、添付書類 VI-2-別添 3-4 「可搬型重大事故等対処設備のうちボンベ設備の耐震性についての計算書」に示す。

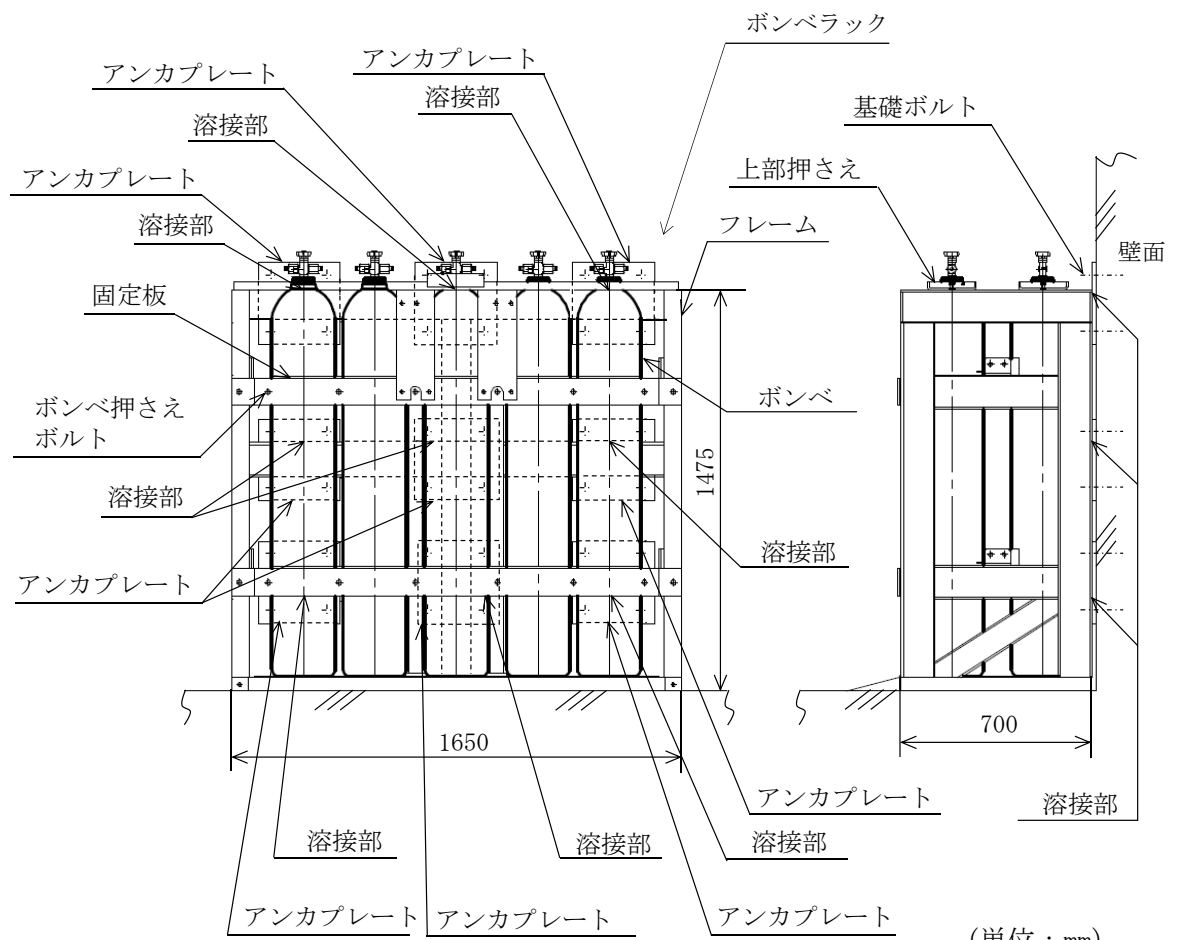
表 6-2 ボンベ設備の構造計画

設備分類	計画の概要		説明図
	主体構造	支持構造	
<p>【位置】</p> <p>ボンベ設備は、VI-1-1-7の要求を満たす耐震性を有する建物内の保管場所として、以下のエリアに保管する設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建物 ・廃棄物処理建物 <p>屋外のボンベ設備は、VI-1-1-7の要求を満たす地盤安定性を有する保管場所として、以下のエリアに保管する設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第1保管エリア ・第4保管エリア 			
ボンベ設備	(ボンベラック)		図 6-2 図 6-3 図 6-4
	ボンベラックは、溶接にて組み立てたフレームにボンベを固定板及びボンベ押さえボルトによって固定する構造である。	ボンベラックは、壁又は床面に基礎ボルトにて設定したアンカプレートに溶接にて固定する。	
(ボンベカードル)			
ボンベカードルは、溶接及びボルトにて組み立てたフレームにボンベ(30本)を固定する構造である。	ボンベカードルのフレームは、取付ボルトにて取付架台に設置する。取付架台は、溶接にて埋込金物に固定する。		



(単位: mm)

図 6-2 ポンベ設備 (床固定型)



(単位: mm)

図 6-3 ポンベ設備 (壁固定型)

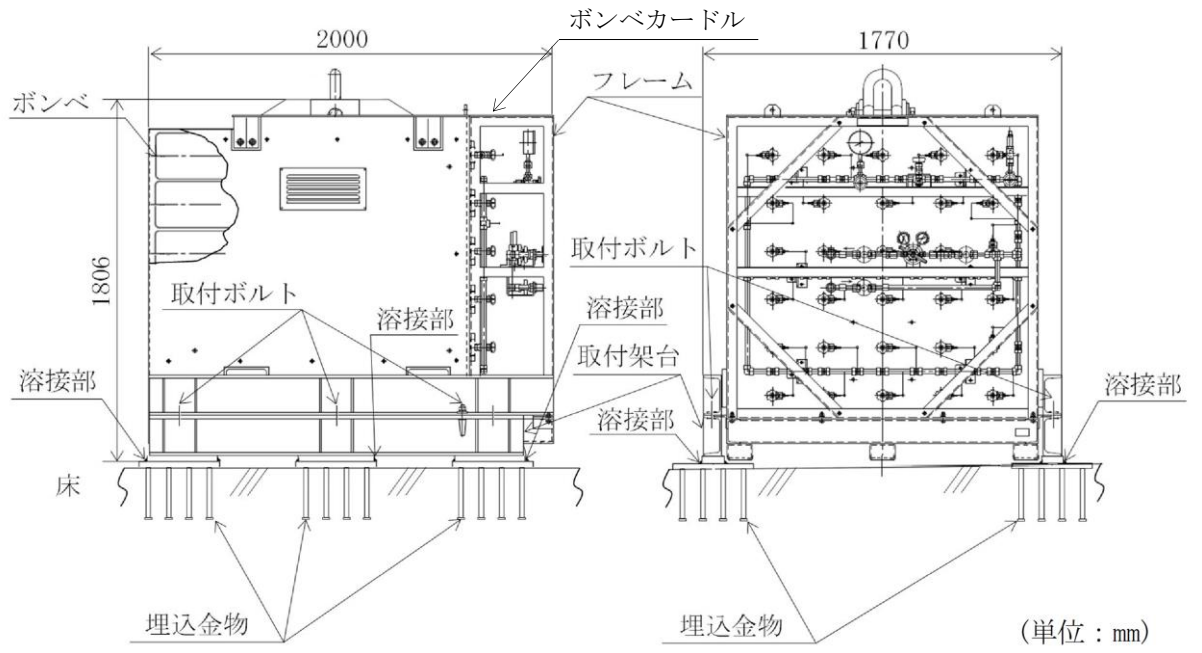


図6-4 ポンベ設備 (ポンベカードル)

(3) 可搬型空気浄化設備

a. 構造設計

可搬型空気浄化設備は、「6.1 構造強度の設計方針」で設定している設計方針及び「6.2 荷重及び荷重の組合せ」で設定している荷重を踏まえ、以下の構造とする。

可搬型空気浄化設備は、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所空気浄化送風機（送風機及び原動機）、並びにこれらを支持する固縛装置等により構成する。

緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所空気浄化送風機は剛構造とし、転倒を防止するため、固縛装置等で設置用フレームに固定して支持する構造とする。

可搬型空気浄化設備の構造計画を表6-3に示す。可搬型空気浄化設備の概略図を図6-5及び図6-6に示す。

b. 評価方針

可搬型空気浄化設備は、「a. 構造設計」を踏まえ、以下の耐震評価方針とする。

(a) 構造強度

基準地震動 S_s による地震力に対し、固縛装置の各構成要素が受ける荷重が定格荷重を超えないこと、送風機及び原動機の取付ボルトが、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微小なレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有することを、計算により確認する。

(b) 転倒

緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所空気浄化送風機から構成される機器全体は、基準地震動 S_s による地震力に対し、転倒しないことを、保管場所の地表面の最大加速度を用いて、計算により算出した発生応力が、許容値以下であることをにより確認する。

(c) 機能維持

送風機及び原動機は、基準地震動 S_s による地震力に対し、緊急時対策所を換気する送風機の送風機能及び原動機の駆動機能を動的及び電氣的機能を維持できることを、保管場所の地表面の最大加速度が、添付書類VI-2-1-9「機能維持の基本方針」の表4-1に記載の機能確認済加速度以下であることを確認する。

(d) 波及的影響

基準地震動 S_s による地震力に対し、固縛装置の各構成要素が受ける荷重が定格荷重を超えないこと、送風機及び原動機の取付ボルトが、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微小なレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有することを、計算により確認することで波及的影響を及ぼさないことを確認する。

基準地震動 S_s による地震力に対する耐震計算の方針については、添付書類VI-2-別添

3-1「可搬型重大事故等対処設備の耐震計算の方針」に示し、耐震計算の方法及び結果については、添付書類VI-2-別添 3-5「可搬型重大事故等対処設備のうち可搬型空気浄化設備の耐震性についての計算書」に示す。

表 6-3 可搬型空気浄化設備の構造計画

設備分類	計画の概要		説明図
	主体構造	支持構造	
<p>【位置】</p> <p>可搬型空気浄化設備は、VI-1-1-7の要求を満たす地盤安定性を有する保管場所として、以下のエリアに保管する設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第1保管エリア ・第4保管エリア 			
可搬型空気 浄化設備	(緊急時対策所空気浄化フィルタユニット)		
	緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及びこれを支持する固縛装置（機器固縛金具、アイプレート及びシャックル）により構成する。	緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは機器本体と設置用フレームの間を固縛装置（機器固縛金具、アイプレート及びシャックル）にて固縛する。	図 6-5
	(緊急時対策所空気浄化送風機)		
	緊急時対策所空気浄化送風機（原動機及び送風機）及びこれを支持する固縛装置（機器固縛金具、アイプレート及びシャックル）により構成する。	緊急時対策所空気浄化送風機は機器本体と設置用フレームの間を固縛装置（機器固縛金具、アイプレート及びシャックル）にて固縛する。 原動機は送風機に原動機取付ボルトで固定し、送風機は送風機取付ボルトで緊急時対策所空気浄化送風機に固定する。	図 6-6

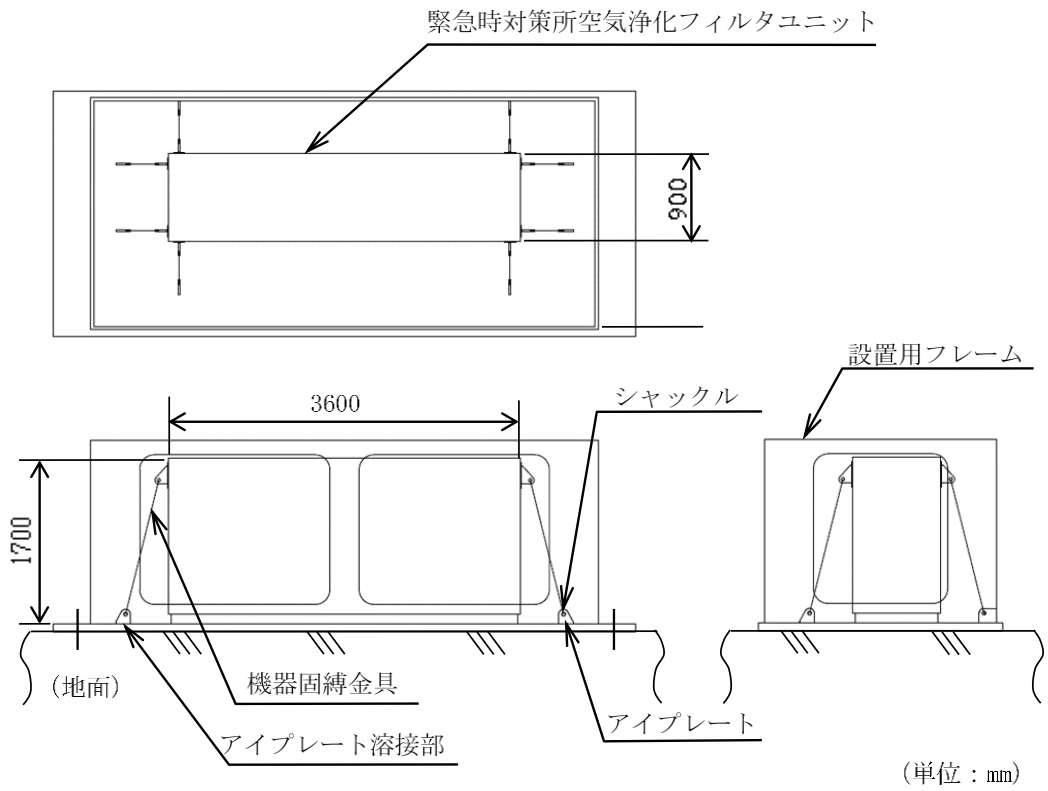


図 6-5 可搬型空気浄化設備（緊急時対策所空気浄化フィルタユニット）

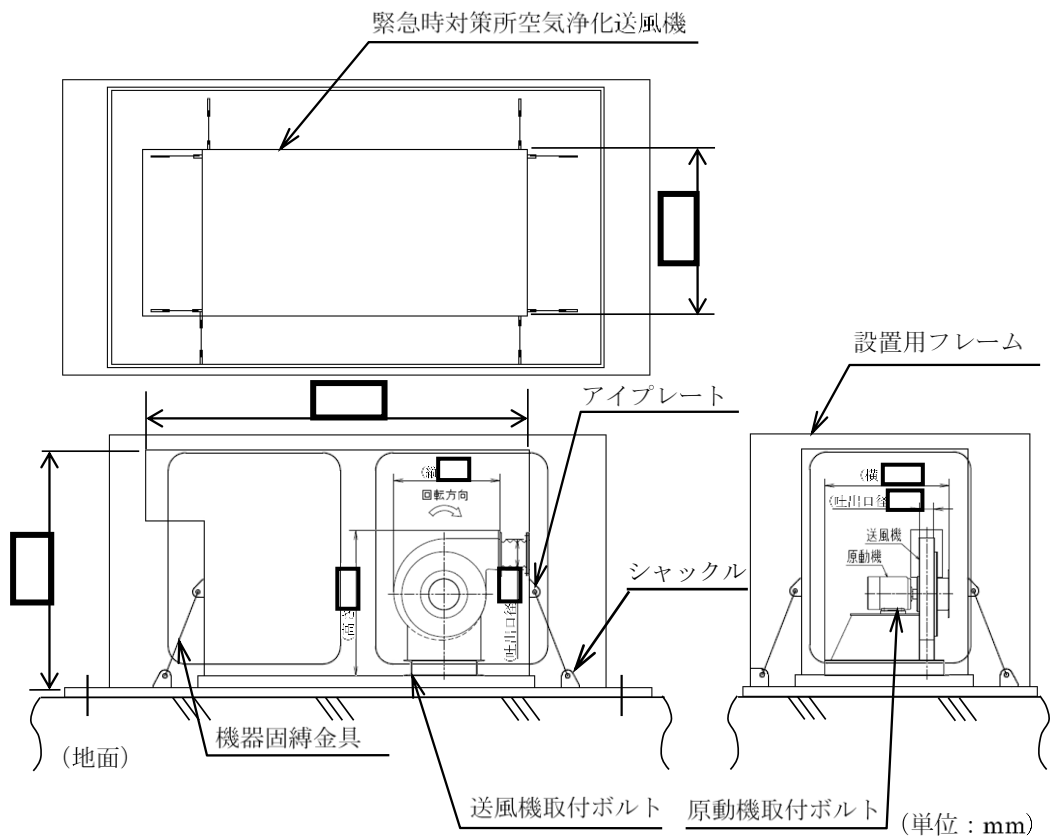


図 6-6 可搬型空気浄化設備（緊急時対策所空気浄化送風機）

(4) その他設備

a. 構造設計

その他設備は、「6.1 構造強度の設計方針」で設定している設計方針及び「6.2 荷重及び荷重の組合せ」で設定している荷重を踏まえ、以下の構造とする。

- (a) 収納箱拘束保管（GM汚染サーベイメータ等）
GM汚染サーベイメータ等の転倒を防止するため、収納箱に拘束する。
- (b) コンテナ内拘束保管（可搬式モニタリングポスト等）
可搬式モニタリングポスト等の転倒を防止するため、コンテナ内に拘束する。
- (c) 架台拘束保管（小型船舶）
小型船舶の転倒を防止するため、架台に拘束する。
- (d) 本体拘束保管（主蒸気逃がし安全弁用蓄電池）
主蒸気逃がし安全弁用蓄電池等の転倒を防止するため、本体を拘束する。
- (e) ラック固縛保管（有線式通信設備等）
有線式通信設備等の転倒を防止するため、ラック内に拘束する。
- (f) 筐体固縛保管（プラントパラメータ監視装置等）
プラントパラメータ監視装置等の転倒を防止するため、筐体内に拘束する。

その他設備に使用しているスリング等は、基準地震動 S_s による地震力に対し、対象設備の重心高さを考慮してスリング等の設置位置を設定するとともに、保管場所の床面の最大応答加速度によりスリング等が受ける荷重に対して十分な裕度を持たせて選定を行う。スリング等の支持機能については保管状態を模擬した加振試験又は構造強度評価により確認する。

その他設備の構造計画を表6-4に示す。その他設備の概略図を図6-7～図6-12に示す。

b. 評価方針

その他設備は、「a. 構造設計」を踏まえ、以下の耐震評価方針とする。

なお、その他設備のうち筐体内に保管する設備（プラントパラメータ監視装置、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、有線式通信設備）及び筐体を筐体保管設備と定義し、それ以外の設備及び設備を保管するラック等を筐体保管設備以外と定義する。

(a) 構造強度

その他設備のうち筐体保管設備以外については、基準地震動 S_s による地震力に対

し、主要な構造部材に該当するスリング等が、支持機能を喪失しないことを、「(b) 転倒」、「(c) 機能維持」及び「(d) 波及的影響」により確認する。

また、その他設備のうち筐体保管設備については、基準地震動 S_s による地震力に対し、設備を固定する基礎ボルト及び筐体取付ボルトが、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微小なレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有することを、計算により確認する。

(b) 転倒

その他設備のうち筐体保管設備以外については、基準地震動 S_s による地震力に対し、保管場所における設置床又は地表面の最大応答加速度が、加振試験により転倒を防止するためのスリング等の健全性を確認した加振台の最大加速度以下であることにより確認する。

また、その他設備のうち筐体保管設備については、構造強度評価により筐体が転倒しないことを確認する。

(c) 機能維持

その他設備は、基準地震動 S_s による地震力に対し、保管場所における設置床又は地表面の最大応答加速度が、加振試験により計測、給電等の機能及びスリング等の支持機能を維持できることを確認した加振台の最大加速度以下であることを確認する。

(d) 波及的影響

その他設備のうち筐体保管設備以外については、基準地震動 S_s による地震力に対し、波及的影響を防止する必要がある他の設備に対して波及的影響を及ぼさないことを、保管場所における設置床又は地表面の最大応答加速度が、加振試験により転倒を防止するためのスリング等の健全性を確認した加振台の最大加速度以下であることにより確認する。

また、その他設備のうち筐体保管設備については、構造強度評価により筐体が波及的影響を及ぼさないことを確認する。

基準地震動 S_s による地震力に対する耐震計算の方針については、添付書類VI-2-別添3-1「可搬型重大事故等対処設備の耐震計算の方針」に示し、耐震計算の方法及び結果については、添付書類VI-2-別添3-6「可搬型重大事故等対処設備のうちその他設備の耐震性についての計算書」に示す。

表 6-4 その他設備の構造計画

設備分類	計画の概要		説明図
	主体構造	支持構造	
<p>【位置】</p> <p>建物内のその他設備は、VI-1-1-7の要求を満たす耐震性を有する建物内の保管場所として、以下のエリアに保管する設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建物 ・廃棄物処理建物 ・制御室建物 ・緊急時対策所 <p>屋外のその他設備、VI-1-1-7の要求を満たす地盤安定性を有する保管場所として、以下のエリアに保管する設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第1保管エリア ・第2保管エリア ・第3保管エリア ・第4保管エリア 			
その他設備	(収納箱拘束保管：GM汚染サーベイメータの例)		図 6-7
	GM汚染サーベイメータ及びこれを収納する収納箱で構成する。	緩衝材を内装した収納箱にGM汚染サーベイメータを収納し、スリングを用いて固縛する。スリングは床にボルトで固定する。	
	(コンテナ内拘束保管：可搬式モニタリングポストの例)		図 6-8
	可搬式モニタリングポスト及びこれを収納するコンテナで構成する。	可搬式モニタリングポストは、コンテナ内にその保管箱をスリングで固縛する。スリングは、コンテナにボルトで固定する。コンテナは、地表面に基礎ボルトで固定して保管する。	
(架台拘束保管：小型船舶の例)		図 6-9	
小型船舶及び専用架台で構成する。	小型船舶はスリングで専用架台に固縛し、スリングは地表面にボルトで固定する。専用架台は地表面にボルトで固定する。		

(つづき)

設備分類	計画の概要		説明図
	主体構造	支持構造	
その他設備	(本体拘束保管：主蒸気逃がし安全弁用蓄電池の例)		図 6-10
	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池で構成する。	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池は、固定金具に取付ボルトで固定し、固定金具は床に基礎ボルトで固定する。	
	(ラック固縛保管：有線式通信設備の例)		図 6-11
	有線式通信設備及びそれを収納するラックで構成する。	有線式通信設備は、ラックにラッシングベルトで固縛し、ラックはチャンネルベースにラック取付ボルトで固定する。チャンネルベースは、床に基礎ボルトで固定する。	
	(筐体固縛保管：プラントパラメータ監視装置の例)		図 6-12
	プラントパラメータ監視装置及びそれを収納する筐体で構成する。	プラントパラメータ監視装置は、筐体にラッシングベルトで固縛し、筐体はチャンネルベースに筐体取付ボルトで固定する。チャンネルベースは、壁面に基礎ボルトで固定する。	

S2 補 VI-1-1-7-別添2 R1

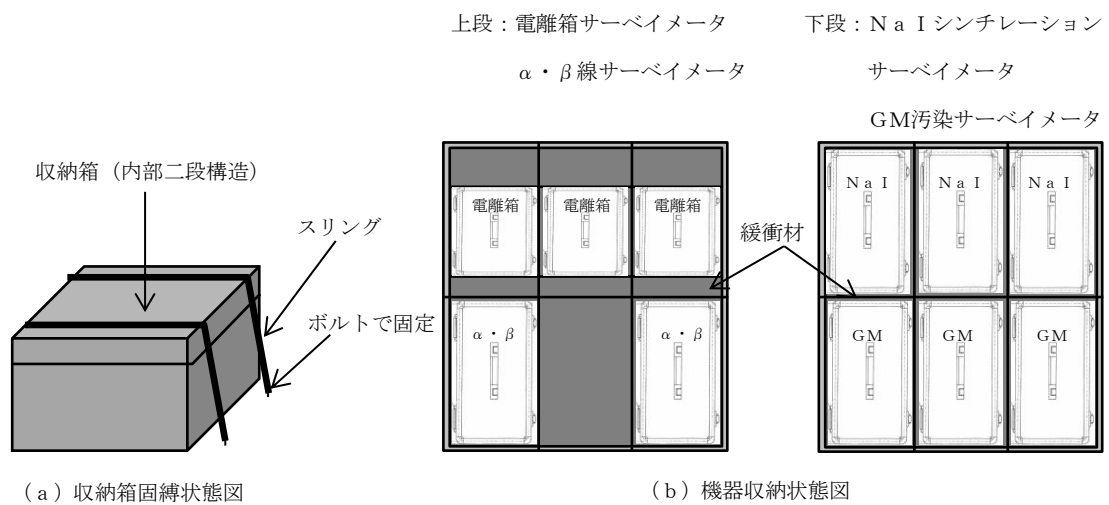


図 6-7 収納箱拘束保管

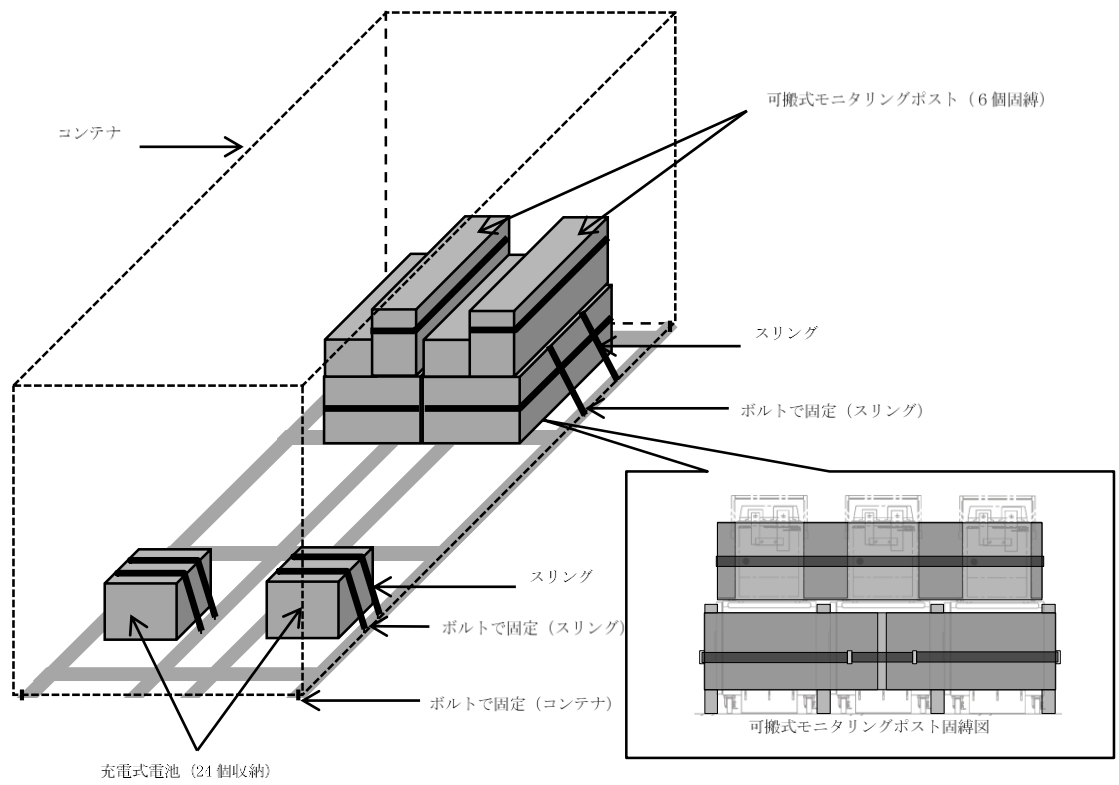


図 6-8 コンテナ内拘束保管

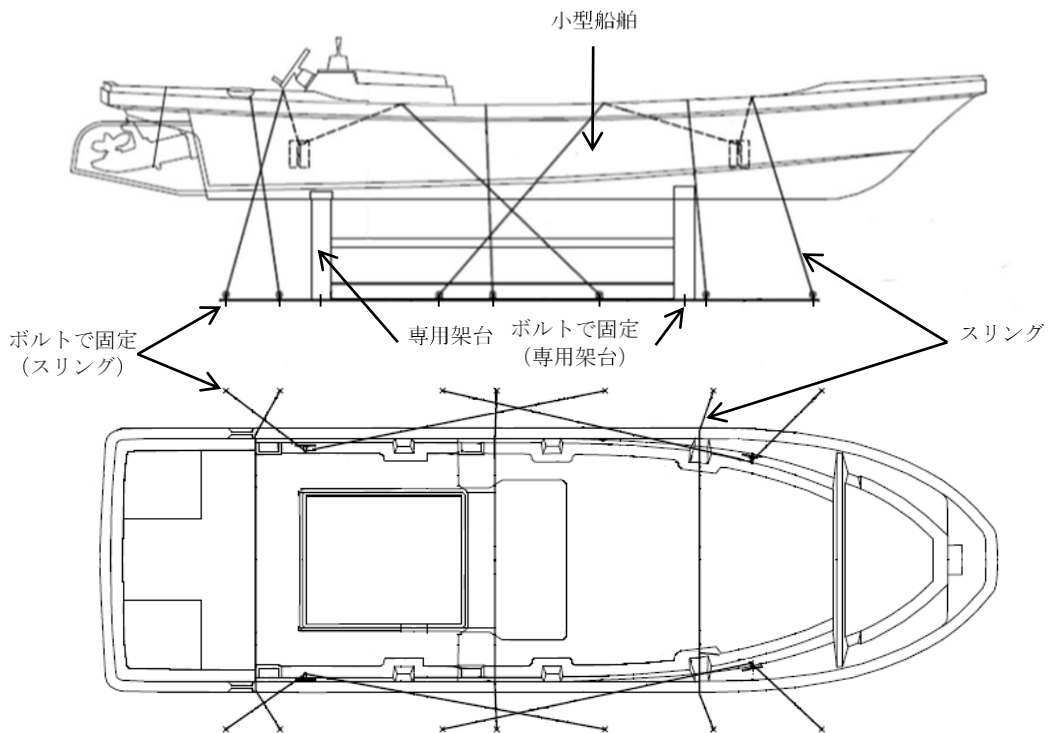


図 6-9 架台拘束保管

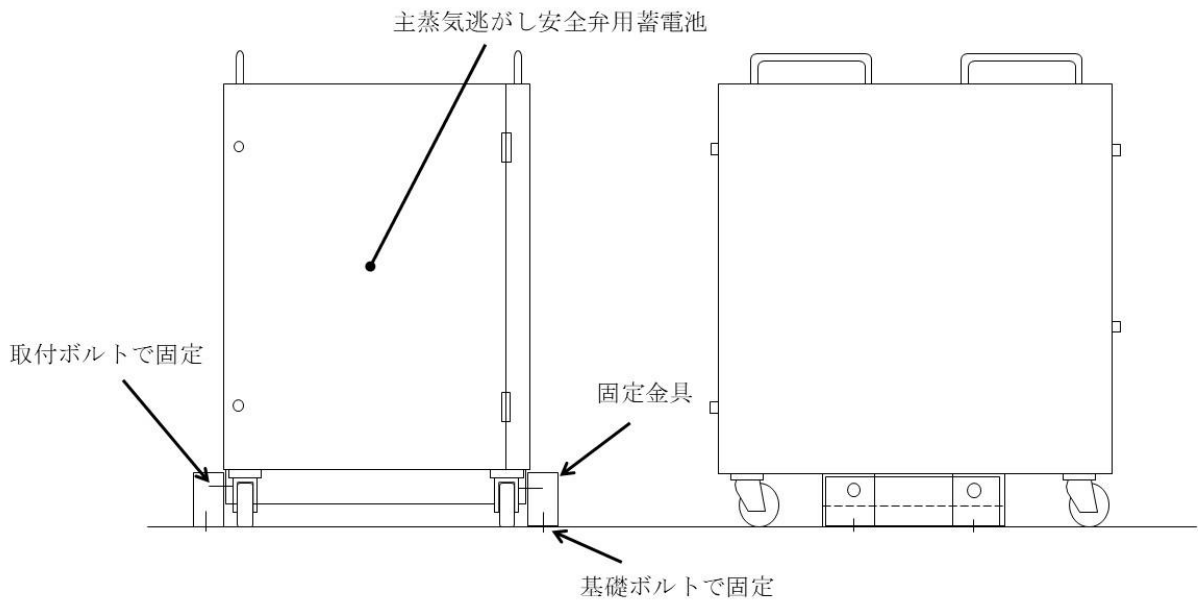


図 6-10 本体拘束保管

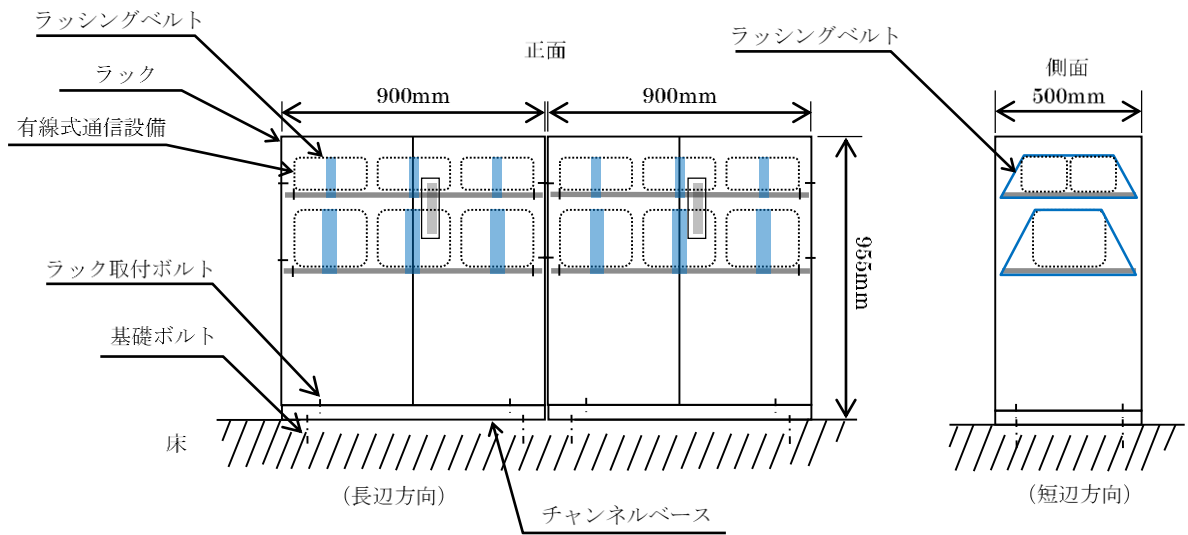


図 6-11 ラック固縛保管

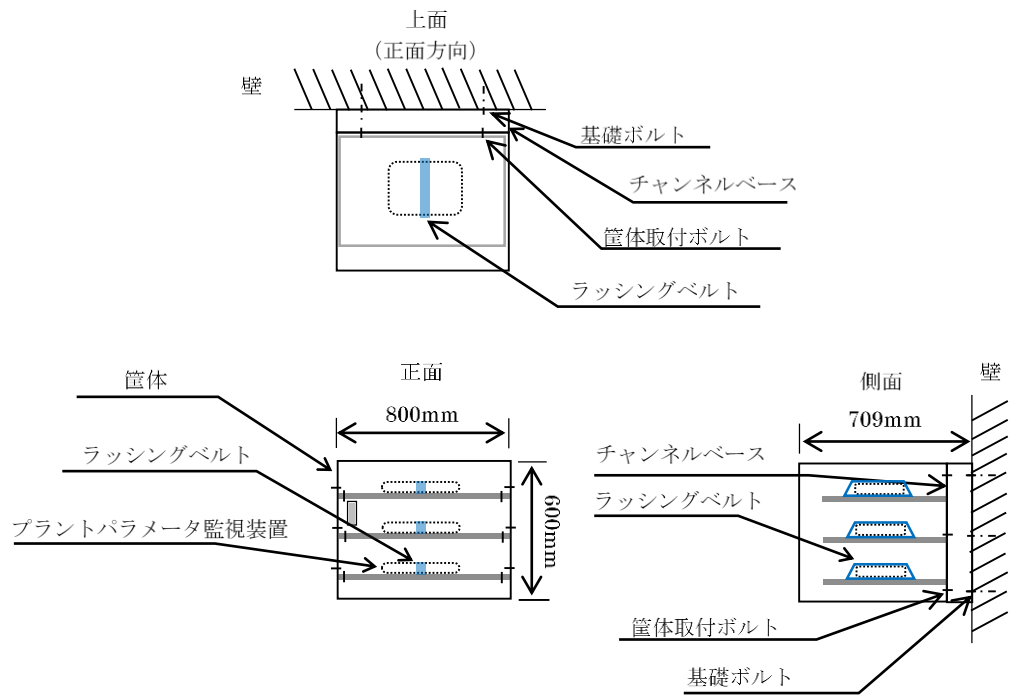


図 6-12 筐体固縛保管

VI-1-1-7-別添 3 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止について

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	2
2.1 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止について	2
2.2 出入管理及び持込み物品の点検等について	2
2.2.1 出入管理	3
2.2.2 車両の管理	3
2.2.3 探知施設	3
2.2.4 通信連絡設備	3
2.2.5 持込み確認	4
2.3 不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）の防止対策について	4

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第9条及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に基づき、発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止について説明する。

2. 基本方針

2.1 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止について

発電用原子炉施設への人の不法な侵入を防止するための区域を設定し、核物質防護対策として、その区域を人の容易な侵入を防止できる柵、鉄筋コンクリート造りの壁等の障壁によって区画して、巡視、監視等を行うことにより、侵入防止及び出入管理を行うことができる設計とする。

また、探知施設を設け、警報、映像等を集中監視するとともに、核物質防護措置に係る関係機関等との通信連絡を行うことができる設計とする。

さらに、防護された区域内においても、施錠管理により、発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムへの不法な接近を防止する設計とする。

発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件の持込み（郵便物等による発電所外からの爆破物及び有害物質の持込みを含む。）を防止するため、核物質防護対策として、持込み点検を行うことができる設計とする。

不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を防止するため、核物質防護対策として、発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムが、電気通信回線を通じた不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を受けることがないように、当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断する設計とする。

2.2 出入管理及び持込み物品の点検等について

発電用原子炉施設への人の不法な侵入を防止するための区域を設定し、核物質防護対策として、その区域を人の容易な侵入を防止できる柵、鉄筋コンクリート造りの壁等の障壁によって区画して、巡視、監視等を行うことにより、侵入防止及び出入管理を行うことができる設計とする。

発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件の持込み（郵便物等による発電所外からの爆破物及び有害物質の持込みを含む。）を防止するため、核物質防護対策として、持込み点検を行うことができる設計とする。

具体的には、以下のとおり実施する。

2.2.1 出入管理

2.2.2 車両の管理

2.2.3 探知施設

2.2.4 通信連絡設備

2.2.5 持込み確認

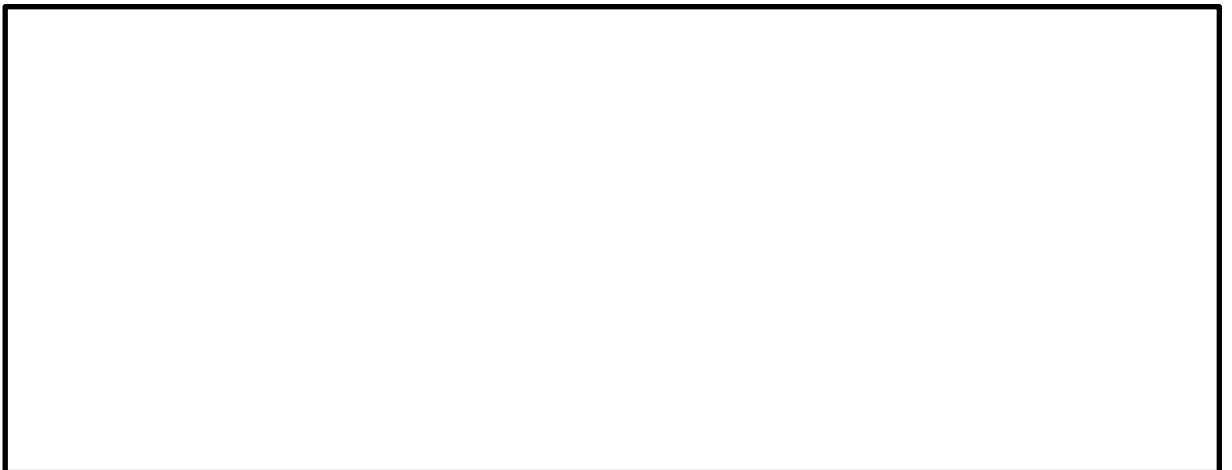
防護区域、周辺防護区域及び立入制限区域の出入口において、発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件の持込み（郵便物等による発電所外からの爆破物及び有害物質の持込みを含む。）が行われないように持込み点検を行っている。



2.3 不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）の防止対策について

不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）に対しては、発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムが、電気通信回線を通じて妨害行為又は破壊行為を受けることがないように、電気通信回線を通じた当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断する措置を講じている。

具体的には、以下の対策等を行っている。



VI-1-1-7-別添4 ブローアウトパネル関連設備の設計方針

目 次

1. 概要	1
2. 設備分類	2
3. ブローアウトパネル関連設備の要求機能	3
4. 設計の基本方針	5
5. 要求機能及び性能目標	11
5.1 要求機能	11
5.2 性能目標	11
6. 機能設計	13
7. 構造強度設計	20
7.1 構造強度の設計方針	21
7.2 荷重及び荷重の組合せ	21
7.2.1 荷重の種類	22
7.2.2 荷重の組合せ	22
7.3 機能維持の方針	22
7.3.1 オペフロ BOP	23
7.3.2 MS トンネル室 BOP	27
7.3.3 BOP 閉止装置	31
7.3.4 オペフロ BOP 強制開放装置（自主対策設備）	38

1. 概要

本資料は、添付書類VI-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」にて、ブローアウトパネル関連設備が使用される条件の下における健全性について、必要な機能に対しての設計方針を示している。

本資料は、添付書類VI-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」にて設定しているブローアウトパネル関連設備に係る設計方針を整理した上で各設計方針に対して、ブローアウトパネル関連設備の設備分類、要求機能及び性能目標を明確にし、各設備の機能設計等について説明するものである。

2. 設備分類

ブローアウトパネル関連設備は以下のとおり，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル（以下「オペフロ BOP」という。），原子炉建物主蒸気管トンネル室ブローアウトパネル（以下「MS トンネル室 BOP」という。），原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置（以下「BOP 閉止装置」という。），建物開口部竜巻防護対策設備（竜巻防護ネット）及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置（以下「オペフロ BOP 強制開放装置」という。）に分類する。

(1) オペフロ BOP

オペフロ BOP は，原子炉建物原子炉棟外壁（地上 4 階中間床）に配置され，差圧により開放するパネル本体部，パネルを建物外壁内に設置する枠部及び差圧により破損するクリップ部より構成される設備である。

(2) MS トンネル室 BOP

MS トンネル室 BOP は，原子炉建物原子炉棟主蒸気管トンネル室（以下「MS トンネル室」という。）（地上 1 階及び 2 階中間床）に配置され，差圧により開放するラプチャーパネル及びラプチャーパネルを MS トンネル室壁面内に設置する枠部より構成される設備である。

(3) BOP 閉止装置

BOP 閉止装置は，羽根，ハウジング，羽根を駆動するアクチュエータ，シャフト等から構成されており，通常運転中は，羽根は開放した状態であり，オペフロ BOP が開放された状態で炉心損傷した場合において，羽根をアクチュエータ又は手動ハンドルにより動作させ，ブローアウトパネル開口部を閉止する設備である。

開放状態にある羽根の閉止操作は，中央制御室からの遠隔操作又は BOP 閉止装置のアクチュエータに取り付けられた手動ハンドルによる手動操作により実施する。

(4) 建物開口部竜巻防護対策設備（竜巻防護ネット）

竜巻防護ネットは，防護ネット及び架構から構成され，設計竜巻による竜巻飛来物からオペフロ BOP を防護する設備である。

なお，建物開口部竜巻防護対策設備（竜巻防護ネット）の設計については，添付書類 VI-1-1-3-1 「発電用原子炉施設に対する自然事象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類 VI-1-1-3-1-1 「発電用原子炉施設に対する自然事象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

(5) オペフロ BOP 強制開放装置（自主対策設備）

オペフロ BOP 強制開放装置は、レバーブロック及びワイヤーロープ等から構成される開放治具であり、通常時は保管箱に収納されている。

重大事故等時に静的触媒式水素処理装置、格納容器フィルタベント系により原子炉建物内の水素濃度が低下しなかった場合に、ワイヤーロープとオペフロ BOP を接続し、レバーブロックにより強制的に開放する設備（「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 68 条「原子炉建屋等の水素爆発を防止するための設備」）である。

3. ブローアウトパネル関連設備の要求機能

ブローアウトパネル及びその関連設備（BOP 閉止装置及びオペフロ BOP 強制開放装置）について、技術基準規則上の主な要求事項を以下に整理した。

(1) オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP の要求事項

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備であるオペフロ BOP は、主蒸気管破断及びインターフェイスシステム LOCA を想定した場合の放出蒸気による圧力等から原子炉建物等を防護することを目的に設置されている。また、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備である MS トンネル室 BOP は、主蒸気管破断を想定した場合の放出蒸気による圧力等から原子炉建物等を防護することを目的に設置されている。

このため、原子炉建物の内外差圧（オペフロ BOP：設計差圧 6.9kPa 以下、MS トンネル室 BOP：設計差圧 7.36kPa 以上、12.26kPa 以下）により自動的に開放する機能が必要となる。なお、この機能は、基準地震動 S_s により損なわないようにする必要がある。

また、オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP は、原子炉建物原子炉棟の壁の一部となることから、二次格納施設のバウンダリとしての機能維持が必要であり、このため、オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP は、原子力発電所耐震設計技術指針重要度分類・許容応力編（J E A G 4 6 0 1・補-1984）に基づき、弾性設計用地震動 S_d で開放しない設計とする必要がある。

なお、オペフロ BOP が設計竜巻や弾性設計用地震動 S_d を超える地震により開放し、安全上支障のない期間内に復旧できない場合には、安全な状態に移行（運転中は冷温停止へ移行、停止中は使用済燃料に関連する作業の停止）することを保安規定に定め対応する。

(2) BOP 閉止装置の要求事項

重大事故等対処設備である BOP 閉止装置は、重大事故等時に、中央制御室の居住性を確保するために原子炉建物原子炉棟に設置されたオペフロ BOP 部を閉止する必要がある場合、この開口部を容易かつ確実に閉止操作することを目的に設置されている。

このため、容易かつ確実に閉止操作する機能が必要であり、閉止後は、原子炉建物原子炉棟の壁の一部となることから、二次格納施設のバウンダリとして原子炉建物原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持できることが必要である。なお、羽根開状態（待機状態）では基準地震動 S_s が作用した後においても、作動性及び BOP 閉止装置閉止後の原子炉建物原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持できるようにする必要がある。

また、BOP 閉止装置は羽根閉止後、原子炉建物原子炉棟の壁の一部となることから、二次格納施設のバウンダリとしての機能維持が必要であるが、この機能維持が必要な状況とは、オペフロ BOP 部が開放し、更に重大事故に至った場合である。オペフロ BOP は弾性設計用地震動 S_d を超える地震で開放すること、技術基準規則第 74 条では、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないことが要求されていることを踏まえ、地震動に対する頑健性を有するように基準地震動 S_s でも機能を維持する設計とする。

なお、BOP 閉止装置は現場において人力による操作が可能なものとする必要がある。

(3) オペフロ BOP 強制開放装置（自主対策設備）の要求事項

オペフロ BOP 強制開放装置は、その損傷が安全上重要な他設備に影響を及ぼさないようにする必要がある。なお、強制開放装置は自主対策設備として、原子炉建物原子炉棟からの水素排出を目的に設置されている。

4. 設計の基本方針

ブローアウトパネル関連設備の要求事項及び考慮すべき要因である自然現象、人為事象、溢水及び火災に対する設計方針について以下に示す。

(1) オペフロ BOP

オペフロ BOP は、主蒸気管破断及びインターフェイスシステム LOCA を想定した場合の放出蒸気により、原子炉建物原子炉棟の圧力が上昇した場合において、外気との差圧（設計差圧 6.9kPa 以下）により自動的に開放し、原子炉建物原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることができる設計とするとともに、この機能は、基準地震動 S_s により損なわれない設計とする。

オペフロ BOP は、原子炉建物原子炉棟の壁の一部となることから、二次格納施設のバウンダリとしての機能維持が必要であるため、弾性設計用地震動 S_d で開放しない設計とする。

また、オペフロ BOP は、考慮すべき自然現象等を考慮した設計とするとともに、開放時に他の設備に波及的影響を及ぼさない設計とする。

a. 自然現象及び人為事象

(a) 地震

自然現象のうち地震に関して、オペフロ BOP は、基準地震動 S_s にて開放機能を喪失しない設計とする。また、二次格納施設である原子炉建物原子炉棟のバウンダリを構成する設備であるため、弾性設計用地震動 S_d では開放しない設計とする。

オペフロ BOP の耐震設計については、本資料に基づき実施する。

(b) 津波

自然現象のうち津波に関して、オペフロ BOP は津波の影響を受けない位置に設置されることから、設計上考慮しない。

(c) 風（台風）及び竜巻

自然現象のうち風（台風）及び竜巻に関して、オペフロ BOP は、風（台風）及び竜巻による風荷重を考慮して設置し、設計飛来物のオペフロ BOP への衝突を防止可能な設計とするとともに、他の設備に波及的影響を及ぼさない設計とする。風（台風）の風荷重については、竜巻の風荷重に包絡される。

なお、設計竜巻の差圧は、オペフロ BOP 開放差圧より大きく、設計竜巻の差圧で開放しない設計とした場合、開放機能を阻害するため、設計竜巻により開放し、安全上支障のない期間内に復旧できず、二次格納施設としてのバウンダリ機能が

維持できない場合には、安全な状態に移行（運転中は冷温停止へ移行、停止中は使用済燃料に関連する作業の停止）することを保安規定に定める。

(d) 積雪及び火山の影響

自然現象のうち積雪及び火山の影響に関して、オペフロ BOP は、原子炉建物壁面に設置され、積雪及び降下火砕物の堆積の影響を受けないことから、設計上考慮しない。なお、原子炉建物原子炉棟としては積雪及び降下火砕物を考慮した設計とする。

(e) その他自然現象及び人為事象

自然現象のうち凍結、降水、落雷、地滑り・土石流及び生物学的事象並びに人為事象のうち火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発及び航空機墜落による火災）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害（以下「その他自然現象及び人為事象」という。）に関して、オペフロ BOP は、これら事象による影響を受けない設計とする。その他自然現象及び人為事象に対する設計については、添付書類VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類VI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

b. 溢水

溢水に関して、オペフロ BOP は溢水の影響を受けない位置に設置されることから、設計上考慮しない。

c. 火災

火災に関しては、オペフロ BOP 近傍の屋内に有意な火源は存在しないため、設計上考慮しない。

d. その他

オペフロ BOP には落下防止チェーンを設置し、開放時に落下及び飛散を防止することで、建物開口部竜巻防護対策設備（竜巻防護ネット）やその他設備に影響を与えない設計とする。

(2) MS トンネル室 BOP

MS トンネル室 BOP は、主蒸気管破断を想定した場合の放出蒸気により、原子炉建物原

子炉棟の圧力が上昇した場合において、MS トンネル室内外の差圧（設計差圧 7.36kPa 以上、12.26kPa 以下）により自動的に開放し、原子炉建物原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることができる設計とするとともに、この機能は、基準地震動 S_s により損なわれない設計とする。

MS トンネル室 BOP は、重大事故等時においても原子炉建物原子炉棟の壁の一部となることから、二次格納施設のバウンダリとしての機能維持が必要であるため、要求機能としては弾性設計用地震動 S_d で開放しない設計とすることでよいが、基準地震動 S_s で閉維持する設計とした場合でも開放機能に影響しない構造であることから基準地震動 S_s で開放しない設計とする。

また、MS トンネル室 BOP は、考慮すべき自然現象等を考慮した設計とするとともに、開放時に他の設備に波及的影響を及ぼさない設計とする。

a. 自然現象及び人為事象

(a) 地震

自然現象のうち地震に関して、MS トンネル室 BOP は、基準地震動 S_s にて開放機能を喪失しない設計とする。また、二次格納施設である原子炉建物原子炉棟のバウンダリを構成する設備であるため、基準地震動 S_s では開放しない設計とする。

MS トンネル室 BOP の耐震設計については、本資料に基づき実施する。

(b) 津波

自然現象のうち津波に関して、MS トンネル室 BOP は津波の影響を受けない位置に設置されることから、設計上考慮しない。

(c) 風（台風）及び竜巻

自然現象のうち風（台風）及び竜巻に関して、MS トンネル室 BOP は、風（台風）及び竜巻の影響を受けない位置に設置されることから、設計上考慮しない。

(d) 積雪及び火山の影響

自然現象のうち積雪及び火山の影響に関して、MS トンネル室 BOP は、積雪及び降下火砕物の堆積の影響を受けない位置に設置されることから、設計上考慮しない。

(e) その他自然現象及び人為事象

その他自然現象及び人為事象に関して、MS トンネル室 BOP は、これら事象による影響を受けない設計とする。その他自然現象及び人為事象に対する設計につ

いては、添付書類VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類VI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

b. 溢水

溢水に関して、MS トンネル室 BOP は、溢水の影響を受けない設計とすることから、設計上考慮しない。

c. 火災

火災に関しては、MS トンネル室 BOP 近傍の屋内に有意な火源は存在しないため、設計上考慮しない。

(3) BOP 閉止装置

BOP 閉止装置は、重大事故等時、オペフロ BOP 部を閉止する必要がある場合、容易かつ確実に閉止操作でき、閉止後に原子炉建物原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持できる設計とするとともに、この機能は、基準地震動 S_s により損なわれない設計とする。

羽根閉止状態でも原子炉建物原子炉棟の壁の一部となり、二次格納施設のバウンダリとしての機能維持が必要であるため、基準地震動 S_s で気密性を保持できる設計とする。

BOP 閉止装置は、現場にて人力により羽根の操作が可能な設計とする。また、BOP 閉止装置は、考慮すべき自然現象等を考慮した設計とする。

a. 自然現象及び人為事象

(a) 地震

自然現象のうち地震に関して、BOP 閉止装置は、基準地震動 S_s が作用した後も容易かつ確実に閉止でき、閉止後の気密機能を維持できる設計とする。閉止状態においても、基準地震動 S_s にて気密機能を維持できる設計とする。

また、BOP 閉止装置は、現場にて人力により羽根の操作が可能な設計とする。

BOP 閉止装置の耐震設計については、本資料に基づき実施する。

(b) 津波

自然現象のうち津波に関して、BOP 閉止装置は津波の影響を受けない位置に設置されることから、設計上考慮しない。

(c) 風（台風）及び竜巻

自然現象のうち風（台風）及び竜巻に関して BOP 閉止装置は、原子炉建物原子炉棟内に設置することから、オペフロ BOP が開放していない場合においては、影響がないため、設計上考慮しない。オペフロ BOP の開放時においては、風（台風）による風荷重を考慮して設計する。また、竜巻に関しては、設計飛来物の BOP 閉止装置への衝突を防止可能な設計とするとともに、竜巻による風荷重を考慮して他の設備に波及的影響を及ぼさない設計とする。

(d) 積雪及び火山の影響

自然現象のうち積雪及び火山の影響に関して、BOP 閉止装置は、積雪及び降下火砕物の堆積の影響を受けない位置に設置されることから、設計上考慮しない。

(e) その他自然現象及び人為事象

その他自然現象及び人為事象に関して、BOP 閉止装置は、これら事象による影響を受けない設計とする。その他自然現象及び人為事象に対する BOP 閉止装置の設計については、添付書類 VI-1-1-3 「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類 VI-1-1-3-1-1 「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

b. 溢水

溢水に関して、BOP 閉止装置は溢水の影響を受けない位置に設置されることから、設計上考慮しない。

c. 火災

火災に関しては、BOP 閉止装置は火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災発生防止、火災の感知及び消火のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる設計とする。

火災に対する BOP 閉止装置の設計については、添付書類 VI-1-1-8 「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」に基づき実施する。

(4) オペフロ BOP 強制開放装置（自主対策設備）

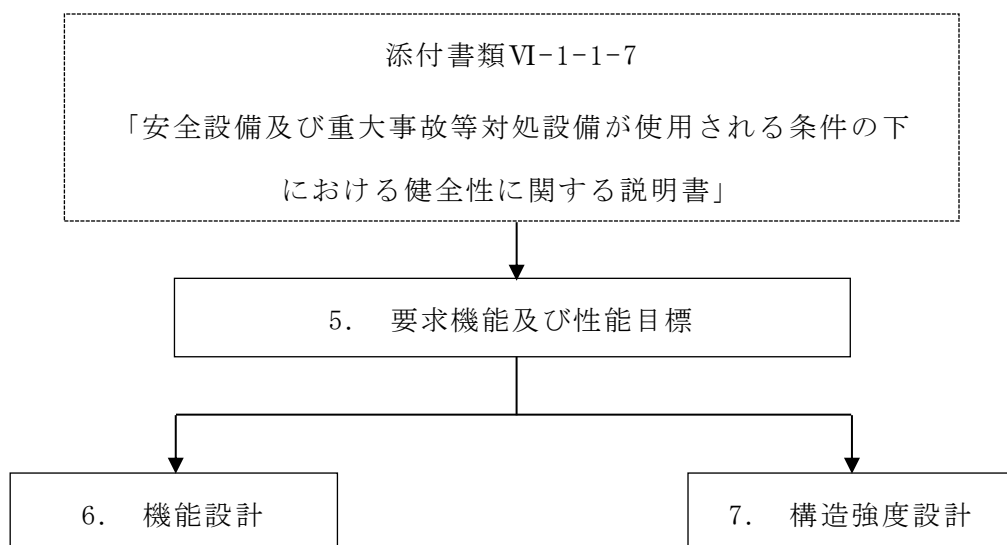
オペフロ BOP 強制開放装置は、安全上重要な他設備に悪影響を及ぼさないように設計する。

以上を踏まえ、建物開口部竜巻防護対策設備（竜巻防護ネット）を除くブローアウトパネル関連設備については、本資料にて要求機能を整理するとともに、機能設計上の性能目標と地震等による荷重を考慮した構造強度設計上の性能目標を定める。

また、ブローアウトパネル関連設備の構造強度設計上の性能目標を達成するため、構造強度設計上の方針を示した上で、添付書類VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類VI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」及び添付書類VI-2「耐震性に関する説明書」のうち添付書類VI-2-1-9「機能維持の基本方針」にて設定している荷重条件及び荷重の組合せに従い、構造強度設計上に必要な考慮すべき荷重条件を設定し、その荷重の組合せの考え方を定める。

以上のブローアウトパネル関連設備の設計フローを図4-1に示す。

ブローアウトパネル関連設備の耐震計算については、添付書類VI-2「耐震性に関する説明書」のうち添付書類VI-2-1-9「機能維持の基本方針」に基づき実施し、耐震計算の方法及び結果については、添付書類VI-2-9-3-1-1「原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの耐震性についての計算書」、添付書類VI-2-9-3-1-2「原子炉建物主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの耐震性についての計算書」及び添付書類VI-2-9-4-5-1-4「ブローアウトパネル閉止装置の耐震性についての計算書」に示す。



注：フロー中の番号は、本資料での記載箇所の章を示す。

図4-1 設備の設計フロー

5. 要求機能及び性能目標

5.1 要求機能

ブローアウトパネル関連設備のうちオペフロ BOP, MS トンネル室 BOP 及び BOP 閉止装置は, 地震後においても必要な機能を損なわないことが要求される。また, オペフロ BOP 強制開放装置は, 地震時において他設備へ波及的影響を及ぼさないことが要求される。

オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP は, 原子炉建物の内外差圧 (オペフロ BOP : 設計差圧 6.9kPa 以下, MS トンネル室 BOP : 設計差圧 7.36kPa 以上, 12.26kPa 以下) により自動的に開放する機能が要求される。なお, この機能は, 基準地震動 S_s により損なわれないことが要求される。また, オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP は, 原子炉建物原子炉棟の壁の一部となることから, 弾性設計用地震動 S_d で開放しない機能が要求される。

BOP 閉止装置は, オペフロ BOP を閉止する必要がある場合, 容易かつ確実に閉止操作する機能が要求され, 閉止後は, 原子炉建物原子炉棟の壁の一部となることから, 二次格納施設のバウンダリとして原子炉建物原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持できることが要求される。なお, この機能は, 基準地震動 S_s により損なわれないことが要求される。また, BOP 閉止装置は羽根閉止後, 原子炉建物原子炉棟の壁の一部となることから, 羽根閉止状態においても, 基準地震動 S_s に対して, 原子炉建物原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持できることが要求される。

なお, BOP 閉止装置は現場において人力による操作が可能なものとする必要がある。

5.2 性能目標

(1) オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP

オペフロ BOP は, 設計基準事故時及び重大事故等時 (インターフェイスシステム LOCA 時), MS トンネル室 BOP は, 設計基準事故時において, 原子炉建物の内外差圧 (オペフロ BOP : 設計差圧 6.9kPa 以下, MS トンネル室 BOP : 設計差圧 7.36kPa 以上, 12.26kPa 以下) により自動的に開放できることを機能設計上の性能目標とする。なお, この機能は, 基準地震動 S_s により損なわれないことが要求される。

また, オペフロ BOP は設計基準事故時, MS トンネル室 BOP は設計基準事故時及び重大事故等時において, 原子炉建物原子炉棟の壁の一部となることから, オペフロ BOP については弾性設計用地震動 S_d で開放しないことも機能設計上の性能目標とし, MS トンネル室 BOP については基準地震動 S_s で閉維持する設計とした場合でも開放機能に影響しない構造であるため基準地震動 S_s で開放しないことも機能設計上の性能目標とする。

オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP は、地震力に対し、以下の内容を構造強度設計上の性能目標とする。

a. 機能維持

オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP は、基準地震動 S_s が作用した後にも規定の圧力（オペフロ BOP：設計差圧 6.9kPa 以下，MS トンネル室 BOP：設計差圧 7.36kPa 以上，12.26kPa 以下）にて自動的に開放できること，及びオペフロ BOP は弾性設計用地震動 S_d ，MS トンネル室 BOP は基準地震動 S_s では開放しないこと。

b. 構造強度

オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP は、基準地震動 S_s による地震力に対し、本体、枠等の主要な構造部材が開放機能を保持可能な構造強度を有すること。

c. 波及的影響

オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP は、当該設備の損傷等による波及的影響を防止する必要がある他の設備に対して波及的影響を及ぼさないこと。

(2) BOP 閉止装置

BOP 閉止装置は、重大事故等に対し、容易かつ確実に閉止操作できること，閉止後においては、原子炉建物原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持することを機能設計上の性能目標とする。なお、この機能は、基準地震動 S_s により損なわれないことが要求される。また、閉止後においても、基準地震動 S_s による地震力に対し、原子炉建物原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

また、現場にて人力により操作できることを機能設計上の性能目標とする。

なお、MS トンネル室 BOP は、基準地震動 S_s では開放しない設計とするため、重大事故等時において開放することがないことから BOP 閉止装置は設置しない。

BOP 閉止装置は、地震力に対し、以下の内容を構造強度設計上の性能目標とする。

a. 機能維持

BOP 閉止装置は、重大事故等に対し、基準地震動 S_s が作用した後においても、作動性及び原子炉建物原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持し、閉止後においても、基準地震動 S_s において原子炉建物原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持すること。

また、現場にて人力により操作ができること。

b. 構造強度

BOP 閉止装置は、基準地震動 S_s が作用した後においても、主要な構造部材が閉止装置の作動性、気密性を保持可能な構造強度を有すること。閉止後においても、基準地震動 S_s において原子炉建物原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持可能な構造強度を有すること。

c. 波及的影響

BOP 閉止装置は、当該設備の損傷等による波及的影響を防止する必要がある他の設備に対して波及的影響を及ぼさないこと。

(3) オペフロ BOP 強制開放装置（自主対策設備）

オペフロ BOP 強制開放装置は、自主対策設備であるため、悪影響を防止する必要がある他の設備に対して影響を及ぼさないことを機能設計上の性能目標とする。

6. 機能設計

「5. 要求機能及び性能目標」で設定している、ブローアウトパネル関連設備の機能設計上の性能目標を達成するために、各設備の機能設計の方針を定める。

(1) オペフロ BOP 及びMS トンネル室 BOP の設計方針

a. 設計方針

オペフロ BOP 及びMS トンネル室 BOP は、「5. 要求機能及び性能目標」の「5.2 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

オペフロ BOP は、設計基準事故時及び重大事故等時（インターフェイスシステム LOCA 時）、MS トンネル室 BOP は、設計基準事故時において、原子炉建物の内外差圧（オペフロ BOP：設計差圧 6.9kPa 以下、MS トンネル室 BOP：設計差圧 7.36kPa 以上、12.26kPa 以下）により自動的に開放できるように設計する。

また、オペフロ BOP 及びMS トンネル室 BOP は、原子炉建物原子炉棟の壁の一部となることから、オペフロ BOP は弾性設計用地震動 S_d 、MS トンネル室 BOP は基準地震動 S_s で開放しないように設計する。

オペフロ BOP 及びMS トンネル室 BOP の基準地震動 S_s による地震力に対する機能保持の設計方針は「7.1(1) オペフロ BOP 及びMS トンネル室 BOP」に示す。

b. オペフロ BOP 詳細設計

オペフロ BOP を開放させるため満足すべき条件は以下のとおりであり、抵抗力（②クリップ抵抗力，③パネル移動時の摩擦力による抵抗力の合計）が，④差圧による荷重以下となる条件を満足する必要がある。また，二次格納施設としての原子炉建物原子炉棟のバウンダリ機能確保の観点から，①弾性設計用地震動 S d で開放しないように設計する。

$$\boxed{\text{①弾性設計用地震動 S d による開放荷重}} < \boxed{\text{抵抗力（②クリップ抵抗力+③パネル移動時の摩擦力による抵抗力）}} < \boxed{\text{④設計差圧 6.9kPa による開放荷重}}$$

このため，クリップ試験にて実際に用いるクリップの抵抗力を確認し，摩擦係数から算出した摩擦による抵抗力を評価し，上記条件を十分に満足するクリップ数として，クリップ数を 16 個に設定する。

設計を基に実機大モックアップ装置を製作し開放試験を実施した結果，実機の抵抗力の合計は \square kN～ \square kN であり，設計差圧 6.9kPa 時の開放荷重約 106.5kN に対して，十分に小さい開放圧力で開放すること，また，弾性設計用地震動 S d による地震荷重（約 49.3kN）では開放しないことを確認した。

クリップ試験及び実機大モックアップ試験の概要を以下に示す。

(a) クリップ試験

オペフロ BOP が，設計差圧（6.9kPa 以下）により自動的に開放できる設計に対して，オペフロ BOP を躯体に固定しているクリップの特性を把握し，クリップ数を確定させるため，実際に使用するクリップ単体の開放試験を実施する。クリップを実機に設置するにあたって，クリップを左右対称に配置する。

クリップは 1 種類（幅約 140mm）で，ばらつきを考慮し 30 個の試験体について開放試験を実施した。試験結果を表 6-1 に示す。試験は，変位制御（1 分間に 2mm の変位速度）で実施した。

幅約 140mm のクリップの開放荷重は，平均 \square N であり，標準偏差は \square N であった。

これらの結果と摩擦による抵抗力も考慮し，クリップ数を 16 個に設定した。

表 6-1 クリップ試験結果

耐力 (試験体数は 30 個)		荷重 (N)	
		クリップ幅約 140mm	
最大耐力	平均値		
	最大値		
	最小値		
標準偏差 σ			
最大耐力 (平均) $+3\sigma$			
最小耐力 (平均) -3σ			

(b) 実機大モックアップ試験

オペフロ BOP が、設計差圧 (6.9kPa 以下) により自動的に開放できることを実機大のモックアップ試験にて確認する。実機大モックアップ試験の概要を図 6-1 に示す。試験装置は、実機を模擬したオペフロ BOP、加力装置及び躯体を再現するオペフロ BOP 取付け部と加力装置取付け部を一体化した取付け架台で構成し、オペフロ BOP は、実機に取り付けられているものと同形状のもの (サイズは約 3.94m×約 3.92m、質量は約 2t) を実機での施工を模擬して設置する。

加力は油圧ジャッキ 4 台を用いて準静的に加力し、ジャッキの荷重から開放圧力を評価した。

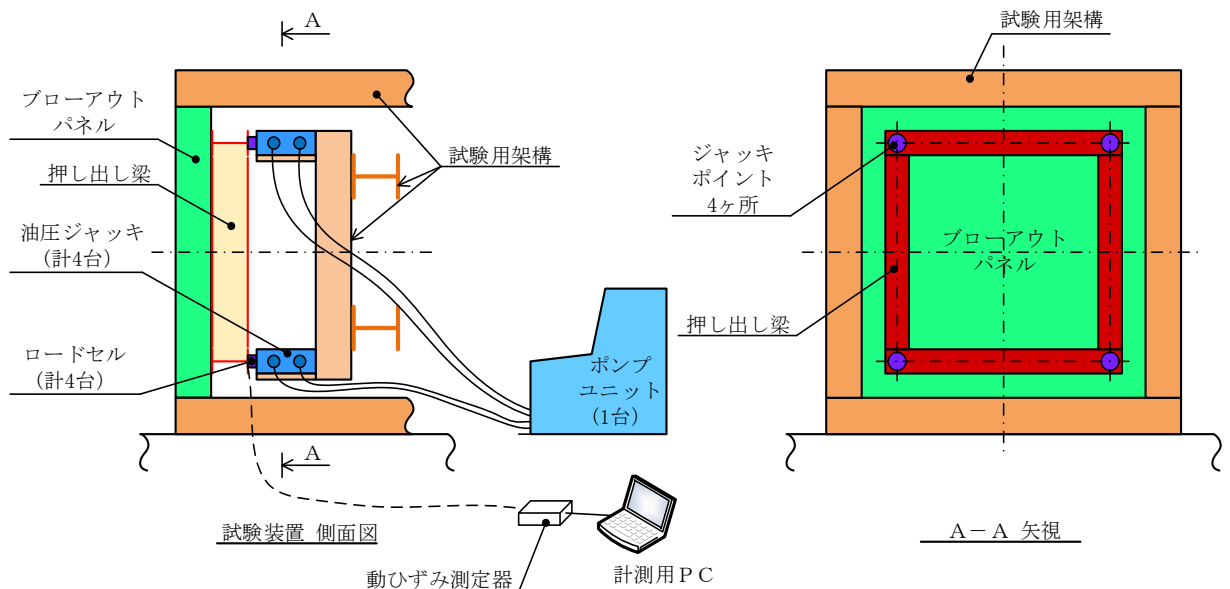


図 6-1 オペフロ BOP 実機大モックアップ試験装置の概要

実機大モックアップ試験結果を表 6-2 に示す。試験は再現性確認のため 3 回実施した。油圧ジャッキを用いた実機大モックアップ試験にて確認した開放荷重は、kN～kN (kPa～kPa 相当) であり、設計方針とした規定の圧力以下 (6.9kPa 以下) にて開放することを確認した。また、弾性設計用地震動 S d 時にパネル部に作用する慣性力は約 49.3kN であり開放荷重未満であるため、弾性設計用地震動 S d ではオペフロ BOP は開放しないことを確認した。

表 6-2 オペフロ BOP 実機大モックアップ試験結果

項目	測定値 (kN)	許容値 (kN) (6.9kPa 相当値)	判定値 (kN) (S d 荷重相当)	判定	備考 相当する差圧値 (kPa)
試験体 1	<input type="text"/>	106.5	49.3	○	<input type="text"/>
試験体 2	<input type="text"/>			○	<input type="text"/>
試験体 3	<input type="text"/>			○	<input type="text"/>

c. MS トンネル室 BOP 詳細設計

MS トンネル室 BOP は、破裂圧力が設計差圧以下となる必要がある。また、重大事故等時における二次格納施設としての原子炉建物原子炉棟のバウンダリ機能確保の観点から、基準地震動 S s で開放しないように設計する。

破裂試験を実施した結果、破裂圧力は 9.23kPa～10.30kPa であり、設計差圧 12.26kPa に対して、十分に小さい開放圧力で開放すること、また、基準地震動 S s による地震荷重 (約 0.133kN/m²) では開放しないことを確認した。

破裂試験及び基準地震動 S s による地震荷重 (約 0.133kN/m²) では開放しないことを確認するために実施した面外加振試験の概要を以下に示す。

(a) 破裂試験

MS トンネル室 BOP が、設計差圧 (7.36kPa 以上, 12.26kPa 以下) により自動的に開放できることを破裂試験にて確認する。破裂試験装置の概要を図 6-2 に示す。ラブチャーパネルは、実機に取り付けられているもの (サイズは約 780mm×約 780mm, 密度は材料であるアルミの約 2.7×10³kg/m³) を模擬して設置する。

実機を模擬したラブチャーパネルを試験装置に組み込み、装置内へ圧縮空気を送り、開放圧力を評価した。

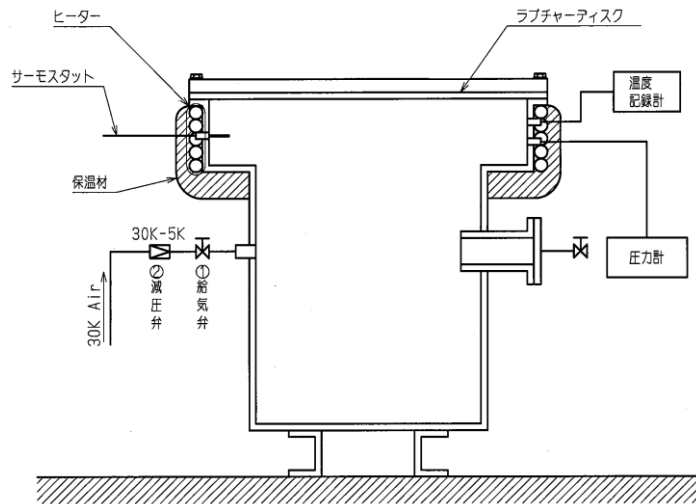


図 6-2 破裂試験装置の概要（断面図）

破裂試験結果を表 6-3 に示す。試験は再現性確認のため 3 回実施した。破裂試験にて確認した破裂圧力は、9.23kPa～10.30kPa であり、設計方針とした規定の圧力以下（7.36kPa 以上，12.26kPa 以下）にて開放することを確認した。

表 6-3 破裂試験結果

項目	測定値 (kPa)	許容値 (kPa)	判定
試験体 1	9.23	7.36kPa 以上， 12.26kPa 以下	○
試験体 2	10.16		○
試験体 3	10.30		○

(b) 加振試験

MS トンネル室 BOP が、基準地震動 S_s による地震荷重（約 0.133kN/m^2 ）では開放しないことを、加振試験にて確認する。加振試験の概要を図 6-3 に示す。試験体は、実機を模擬したラプチャーパネル及びラプチャーパネル取付け用の枠体で構成し、加振台に設置する。ラプチャーパネルは、実機に取り付けられているもの（サイズは約 $780\text{mm} \times 780\text{mm}$ ，密度は材料であるアルミの約 $2.7 \times 10^3\text{kg/m}^3$ ）を模擬して設置する。加振台に設置した試験体に加速度計を取り付け、加振を行い、慣性力を評価した。

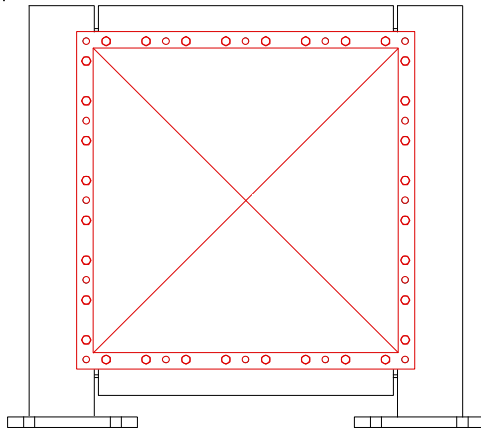


図 6-3 MS トンネル室 BOP 加振試験装置の概要（正面図）

加振試験結果を表 6-4 に示す。試験は 3 体の試験体に対し同一の試験を実施した。基準地震動 S_s 時にパネル部に作用する慣性力は kN/m^2 ~ kN/m^2 であり開放荷重未満であるため、基準地震動 S_s ではパネルは開放しないことを確認した。

表 6-4 トンネル室 BOP 加振試験結果

項目	算定値 (kN/m^2) (S_s 荷重相当)	測定値 (kN/m^2)	判定値 (kN/m^2) (設計開放荷重)	判定
試験体 1	0.133	<input type="text"/>	7.36*	○
試験体 2		<input type="text"/>		○
試験体 3		<input type="text"/>		○

注記* : 設計上の下限値

(2) BOP 閉止装置の設計方針

a. 設計方針

BOP 閉止装置は、「5. 要求機能及び性能目標」の「5.2 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

BOP 閉止装置は、重大事故等に対し、容易かつ確実に閉止操作できるように設計する。また、閉止後においては、原子炉建物原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持するように設計する。また、現場にて人力により操作できるように設計する。なお、現場操作時に BOP 閉止装置にアクセスできるよう足場を設ける。

BOP 閉止装置の基準地震動 S_s による地震力に対する機能保持の設計方針は「7.1(2) BOP 閉止装置」に示す。

b. 詳細設計

BOP 閉止装置は、容易かつ確実に閉止操作できるよう以下の設計とする。なお、開閉機能は基準地震動 S_s で維持できる設計とする。

- ・ BOP 閉止装置は、中央制御室から電動にて開閉できる設計とする。
- ・ 電源は常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電可能な設計とする。
- ・ 羽根の開閉状態は中央制御室にて把握できる設計とする。

BOP 閉止装置は、羽根閉止後において、原子炉建物原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持できるように、羽根閉止状態では羽根に取り付けられているパッキンがケーシングに押し付けられる設計とする。なお、基準地震動 S_s が作用した後においても、作動性及び原子炉建物原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持し、閉止後においても、基準地震動 S_s において原子炉建物原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持する設計とする。

また、BOP 閉止装置は、現場にて人力により操作できるように、ハンドルを設置し、ハンドルを回すことにより手動操作できる設計とする。

これら詳細設計の成立性を確認するため、実機大モックアップを製作し機能確認を実施した。

足場については、BOP 閉止装置の機能に直接関連するものではなく、現場操作時に BOP 閉止装置にアクセスするための付帯的な設備として設置する。足場は、基準地震動 S_s に対して、十分な構造強度を有する設計とし、BOP 閉止装置及びオペフロ BOP の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

(a) BOP 閉止装置の羽根の動作試験結果

羽根の動作試験結果を表 6-5 及び表 6-6 に示す。実機大モックアップを製作し、動作確認した結果、各動作に問題はないことを確認した。なお、羽根の動作時間は、操作盤の自動開閉スイッチを押してから、操作盤の動作完了を示すランプが点灯するまでの時間とする。

表 6-5 BOP 閉止装置の電圧値試験結果（加振前）

試験対象	電圧値
	440V 以下 (定格値)
2 連ダンパ	約 438.1V
3 連ダンパ	約 432.3V

表 6-6 BOP 閉止装置の羽根の動作試験結果（加振前）

試験対象	羽根 (初期状態)	電動	手動	参考 電動動作時間
2 連ダンパ	開放→閉止	異常なし	異常なし	約 45 秒
	閉止→開放	異常なし	異常なし	約 45 秒
3 連ダンパ	開放→閉止	異常なし	異常なし	約 47 秒
	閉止→開放	異常なし	異常なし	約 47 秒

(b) BOP 閉止装置の気密性能試験結果

BOP 閉止装置の気密性能試験結果を表 6-7 に示す。この試験結果を基に、BOP 閉止装置を原子炉建物原子炉棟に設置した場合には、既設原子炉建物原子炉棟のインリーク量を考慮しても、原子炉建物原子炉棟の気密性能は確保できることを確認した。

表 6-7 BOP 閉止装置の気密性能試験結果（加振前）

羽根 (初期状態)	63Pa*時の通気量 (m ³ /h・m ²)	備考
開		電動にて閉止して試験実施

注記*：非常用ガス処理系の運転により維持される、原子炉建物原子炉棟の負圧値を示す。

(3) オペフロ BOP 強制開放装置（自主対策設備）の設計方針

オペフロ BOP 強制開放装置は、「5. 要求機能及び性能目標」の「5.2 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

a. 設計方針

オペフロ BOP 強制開放装置は、自主対策設備であるため、悪影響を防止する必要がある他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

7. 構造強度設計

「5. 要求機能及び性能目標」で設定している、ブローアウトパネル関連設備の構造強度上の性能目標を達成するために、「6. 機能設計」で設定している各設備が有する機能を踏まえて、構造強度設計の設計方針を設定する。

各設備の構造強度の設計方針を設定し、想定する荷重及び荷重の組合せを設定し、それらの荷重に対し、各設備の構造強度を保持するよう構造強度設計と評価方針を設定する。

ブローアウトパネル関連設備の耐震計算については、添付書類 VI-2「耐震性に関する説明書」のうち添付書類 VI-2-1-9「機能維持の基本方針」に基づき実施し、耐震計算の方法及び結果については、添付書類 VI-2-9-3-1-1「原子炉建物燃料取替階ブロー

アウトパネルの耐震性についての計算書」，添付書類VI-2-9-3-1-2「原子炉建物主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの耐震性についての計算書」及び添付書類VI-2-9-4-5-1-4「ブローアウトパネル閉止装置の耐震性についての計算書」に示す。

7.1 構造強度の設計方針

「5. 要求機能及び性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を達成するための設計方針をオペフロ BOP，MS トンネル室 BOP，BOP 閉止装置ごとに示す。

(1) オペフロ BOP 及びMS トンネル室 BOP

オペフロ BOP 及びMS トンネル室 BOP は、「5. 要求機能及び性能目標」の「5.2 性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を踏まえ、基準地震動 S_s が作用した後も規定の圧力（オペフロ BOP：設計差圧 6.9kPa 以下，MS トンネル室 BOP：設計差圧 7.36kPa 以上，12.26kPa 以下）にて自動的に開放できる設計とするため、基準地震動 S_s による地震力に対し、建物躯体の変形がオペフロ BOP 及びMS トンネル室 BOP の開放機能に影響しない構造強度を有する設計とする。

(2) BOP 閉止装置

BOP 閉止装置は、「5. 要求機能及び性能目標」の「5.2 性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を踏まえ、開状態では、基準地震動 S_s による地震後においても、作動性及び閉止後の原子炉建物原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持する設計とするため、基準地震動 S_s による地震力に対し、主要な構造部材が閉止装置の作動性、気密性を保持可能な構造強度を有する設計とする。また、閉状態においても、基準地震動 S_s において原子炉建物原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持する設計とするため、基準地震動 S_s による地震力に対し、主要な構造部材が気密性を保持可能な構造強度を有する設計とする。

(3) オペフロ BOP 強制開放装置（自主対策設備）

自主対策設備であるオペフロ BOP 強制開放装置は、「5. 要求機能及び性能目標」の「5.2 性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を踏まえ、悪影響を防止する必要がある他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

7.2 荷重及び荷重の組合せ

「5. 要求機能及び性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を達成するために、考慮すべき荷重条件を設定し荷重の組合せの考え方を示す。

7.2.1 荷重の種類

(1) 常時作用する荷重

常時作用する荷重は持続的に生じる荷重であり、自重とする。

(2) 風荷重

風荷重に対する考慮については、添付書類VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類VI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

(3) 積雪荷重

積雪荷重に対する考慮については、添付書類VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類VI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

(4) 圧力荷重

圧力荷重は、原子炉建物内外差圧を考慮する。

(5) 地震荷重

地震荷重は、基準地震動 S_s 又は弾性設計用地震動 S_d に伴う地震力による荷重とする。

7.2.2 荷重の組合せ

ブローアウトパネル関連設備の耐震計算の荷重の組合せの考え方については、添付書類VI-2「耐震性に関する説明書」のうち添付書類VI-2-1-9「機能維持の基本方針」に示す。

7.3 機能維持の方針

「5. 要求機能及び性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を達成するために、「7.1 構造強度の設計方針」に示す構造を踏まえ、「7.2 荷重及び荷重の組合せ」で設定している荷重条件を考慮して、各設備の構造設計及びそれを踏まえた評価方針を設定する。

7.3.1 オペフロ BOP

(1) 構造設計

オペフロ BOP は、「7.1 構造強度の設計方針」で設定している設計方針及び「7.2 荷重及び荷重の組合せ」で設定している荷重を踏まえ、以下の構造とする。

オペフロ BOP は、原子炉建物外壁の開口部に設置し、パネル本体、枠部、クリップ等で構成する構造とする。

オペフロ BOP の構造計画を表 7-1 に示す。また、オペフロ BOP の設置位置を図 7-1 に示す。

(2) 評価方針

オペフロ BOP は、「(1) 構造設計」を踏まえ、以下の評価方針とする。

a. 機能維持

基準地震動 S_s による地震力に対し、設置場所における原子炉建物原子炉棟躯体の層間変位がパネル本体と枠部が接触する層間変位より小さいことを確認する。具体的には、オペフロ BOP が設置されている原子炉建物原子炉棟の耐震壁について、基準地震動 S_s による地震力に対し、最大せん断ひずみが構造強度を確保するための許容限界 (2/1000) を超えないことを確認する。

また、実機大モックアップ試験により、弾性設計用地震動 S_d による地震力に相当する荷重でオペフロ BOP が開放しないことを確認する。

オペフロ BOP の耐震強度評価の方法及び結果を、添付書類 VI-2-9-3-1-1 「原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの耐震性についての計算書」に示す。

b. 構造強度

基準地震動 S_s による地震力に対しても開放機能が維持できる構造強度が確保されていることを確認するため、基準地震動 S_s による地震力に対し、原子炉建物原子炉棟躯体の変形がオペフロ BOP の開放機能に影響しない構造強度を有する設計とする。

オペフロ BOP の耐震強度評価の方法及び結果を、添付書類 VI-2-9-3-1-1 「原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの耐震性についての計算書」に示す。

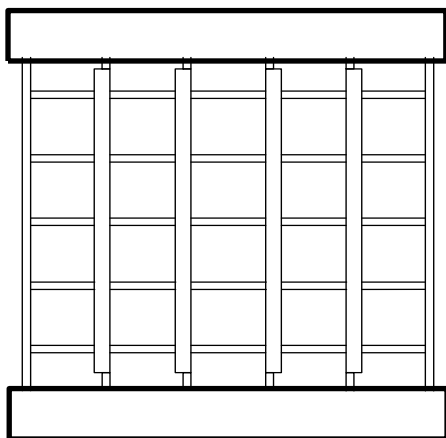
c. 波及的影響

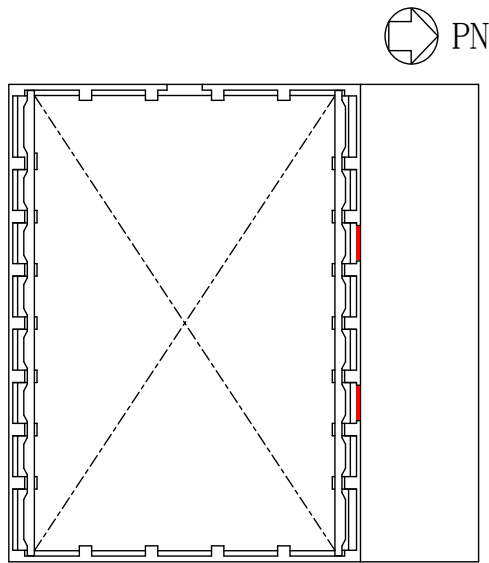
オペフロ BOP は、パネルが開放した場合でも落下して他の設備に悪影響を与えないよう十分な強度を有するチェーンによる波及的影響防止 (落下防止対策) が取られていることを確認する。

オペフロ BOP の落下防止に使用するチェーンは、オペフロ BOP 実機大モック

クアッパ試験において、オペフロ BOP が落下しても破断しないことを確認済みである。

表 7-1 オペフロ BOP の構造計画

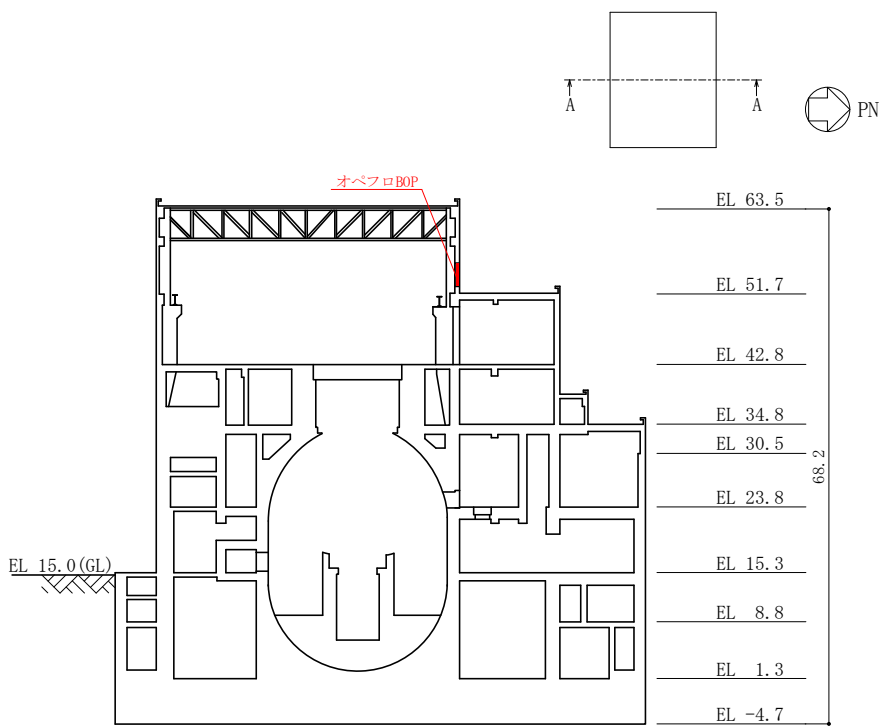
設備分類	計画の概要		説明図
	主体構造	支持構造	
オペフロ BOP	オペフロ BOP は、パネル本体部、パネルを原子炉建物外壁内に設置する枠部より構成される設備である。	オペフロ BOP は、十分な強度を有する構造とし、枠部により原子炉建物原子炉棟の壁に据え付ける。	 <p>○ : 幅約 140mm のクリップ (左右対称に計 16 個)</p> <p>クリップ形状 概略断面図</p>
設計差圧	6.9kPa		
主要寸法	3940×3920mm		
材 料	SS400 及び SUS304		
個 数	2 枚		
作動方式	クリップ式 (16 個 (幅約 140mm を 16 個 / パネル))		
クリップ仕様	材質 SUS304, 幅約 140 mm, 厚さ約 mm		
取付箇所	原子炉建物原子炉棟地上 4 階中間床		



原子炉建物地上 4 階中間床 概略平面図

— : (オペフロ BOP 2 箇所)

図 7-1(1) オペフロ BOP の設置位置



断面図 (A-A 断面) (単位: m)

図 7-1(2) オペフロ BOP の設置位置

7.3.2 MS トンネル室 BOP

(1) 構造設計

MS トンネル室 BOP は、「7.1 構造強度の設計方針」で設定している設計方針及び「7.2 荷重及び荷重の組合せ」で設定している荷重を踏まえ、以下の構造とする。

MS トンネル室 BOP は、MS トンネル室の二次格納施設バウンダリとなるタービン建物境界部等に設置し、ラプチャーパネル及び枠等で構成する構造とする。

MS トンネル室 BOP の構造計画を表 7-2 に示す。また、MS トンネル室 BOP の設置位置を図 7-2 に示す。

(2) 評価方針

MS トンネル室 BOP は、「(1) 構造設計」を踏まえ、以下の評価方針とする。

a. 機能維持

基準地震動 S_s による地震力に対し、設置場所における原子炉建物原子炉棟躯体の層間変位がパネル本体と枠が接触する層間変位より小さいことを確認する。具体的には、MS トンネル室 BOP が設置されている MS トンネル室の耐震壁について、基準地震動 S_s による地震力に対し、最大せん断ひずみが構造強度を確保するための許容限界 (2/1000) を超えないことを確認する。

また、実機大モックアップ試験により、基準地震動 S_s による地震力に相当する荷重で MS トンネル室 BOP が開放しないことを確認する。

MS トンネル室 BOP の耐震強度評価の方法及び結果を、添付書類 VI-2-9-3-1-2 「原子炉建物主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの耐震性についての計算書」に示す。

b. 構造強度

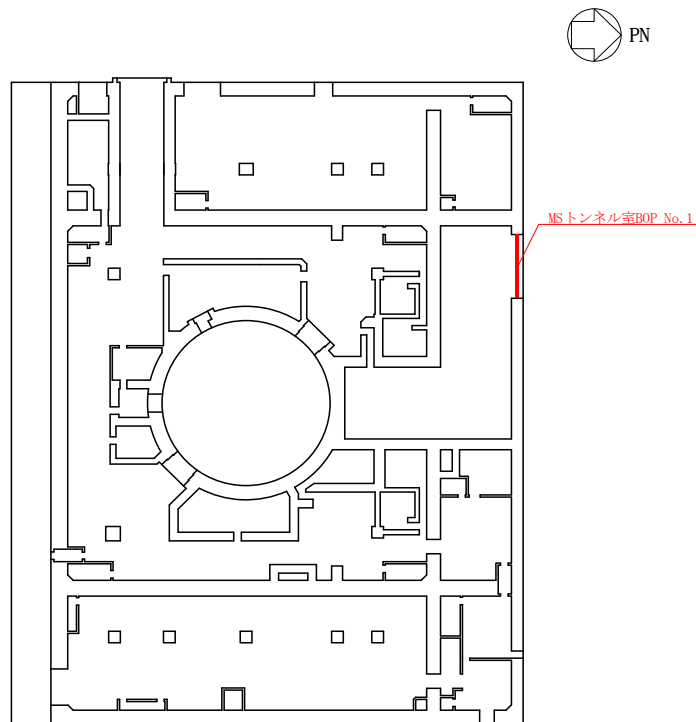
基準地震動 S_s による地震力に対しても開放機能が維持できる構造強度が確保されていることを確認するため、基準地震動 S_s による地震力に対し、原子炉建物原子炉棟躯体の変形が MS トンネル室 BOP の開放機能に影響しない構造強度を有する設計とする。

MS トンネル室 BOP の耐震強度評価の方法及び結果を、添付書類 VI-2-9-3-1-2 「原子炉建物主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの耐震性についての計算書」に示す。

表 7-2 MS トンネル室 BOP の構造計画

設備分類	計画の概要		説明図
	主体構造	支持構造	
MS トンネル室 BOP	MS トンネル室 BOP は、ラプチャーパネル及びラプチャーパネルを MS トンネル室壁面内に設置する枠部により構成される設備である。	MS トンネル室 BOP は、十分な強度を有する構造とし、取り付け枠による MS トンネル室の壁に据え付けられる。	<p>(a) MS トンネルBOP No. 1 (29枚)</p> <p>(b) MS トンネルBOP No. 2 (18枚)</p> <p>(c) MS トンネルBOP No. 3 (24枚)</p> <p>■ : MS トンネル室 BOP (単位 : m)</p> <p>MS トンネル室 概略立面図</p> <p>ラプチャーパネル 概略立面図</p>
設計差圧	7.36kPa 以上, 12.26kPa 以下		
主要寸法	780×780mm		
材 料	A1050P		
個 数	71 枚 (No. 1:29 枚, No. 2:18 枚, No. 3:24 枚)		
作動方式	ラプチャーパネル式		
取付箇所	原子炉建物原子炉棟地上 1 階及び 2 階中間床		

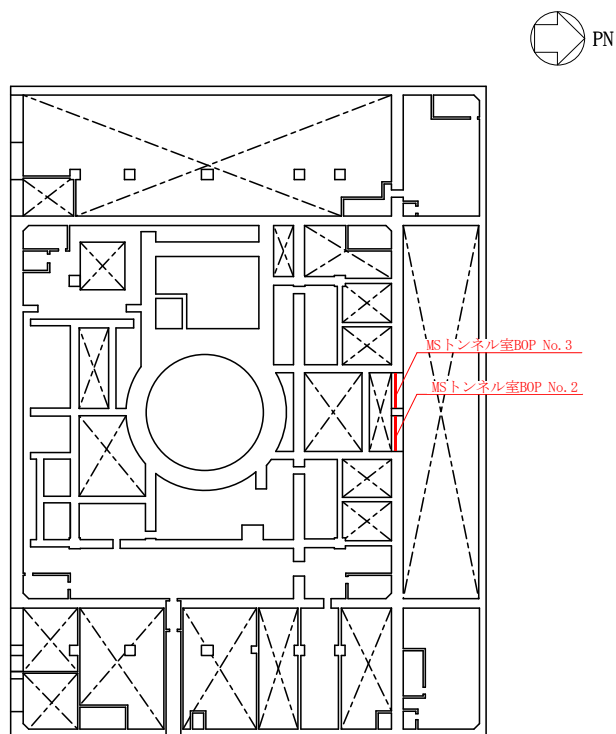
S2 補 VI-1-1-7-別添 4 R1



原子炉建物地上1階 概略平面図

— : (MS トンネル室 BOP 29 枚)

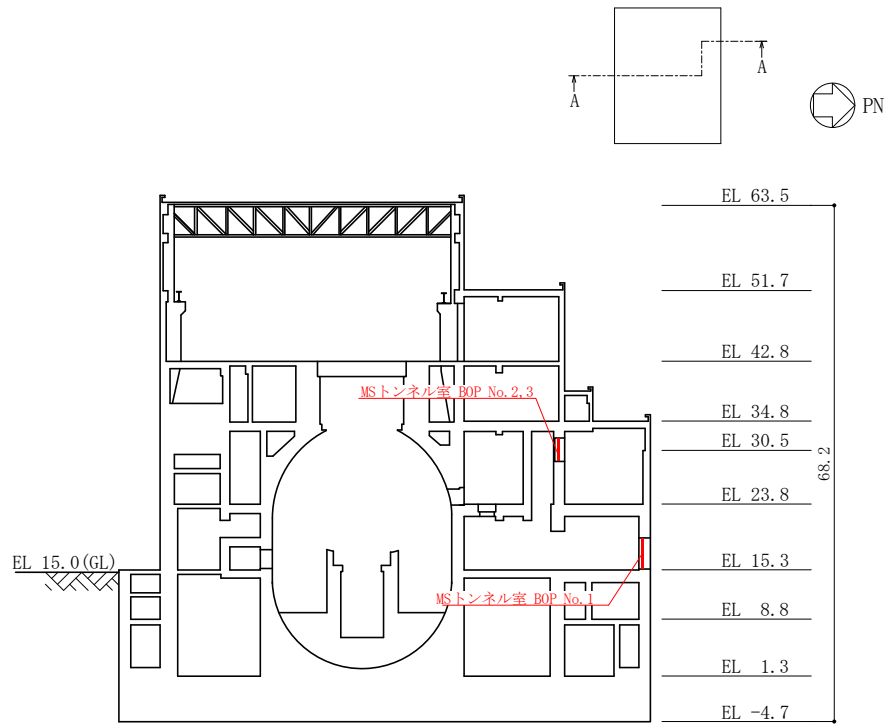
図 7-2(1) MS トンネル室 BOP の設置位置



原子炉建物地上2階中間床 概略平面図

— : (MS トンネル室 BOP 42 枚)

図 7-2(2) MS トンネル室 BOP の設置位置



断面図 (A-A 断面) (単位 : m)

図 7-2 (3) MS トンネル室 BOP の設置位置

7.3.3 BOP 閉止装置

(1) 構造設計

BOP 閉止装置は、「7.1 構造強度の設計方針」で設定している設計方針及び「7.2 荷重及び荷重の組合せ」で設定している荷重を踏まえ、原子炉建物原子炉棟に据え付けし、羽根はシャフトによりケーシングに支持される構造とする。

BOP 閉止装置の構造計画を表 7-3 に示す。また、設置位置を図 7-3 に示す。

(2) 評価方針

BOP 閉止装置は、「(1) 構造設計」を踏まえ、以下の評価方針とする。

a. 機能維持

(a) 設計方針

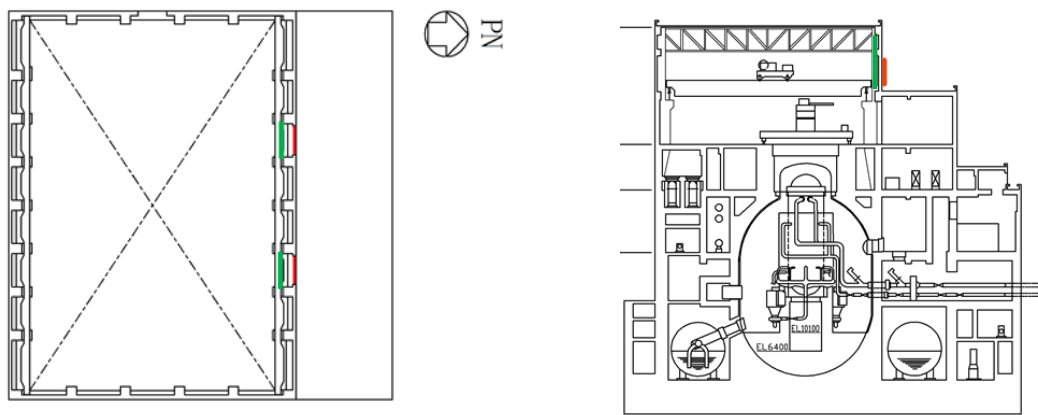
BOP 閉止装置は、基準地震動 S_s による地震力に対し、設置場所における最大加速度が、加振試験により BOP 閉止装置の作動性、気密性を保持できることを確認した加振台の最大加速度以下であることにより確認する。

なお、羽根閉止状態においても、基準地震動 S_s による地震力に対し、設置場所における最大加速度が、加振試験により BOP 閉止装置の気密性を保持できることを確認した加振台の最大加速度以下であることにより確認する。

BOP 閉止装置の耐震強度評価の方法及び結果を、添付書類 VI-2-9-4-5-1-4 「ブローアウトパネル閉止装置の耐震性についての計算書」に示す。

表 7-3 BOP 閉止装置の構造計画

設備分類	計画の概要		説明図
	主体構造	支持構造	
BOP 閉止装置	BOP 閉止装置は、羽根、ハウジング、羽根を駆動するアクチュエータ、シャフト等から構成する。	BOP 閉止装置は、原子炉建物原子炉棟 4 階内壁面のブローアウトパネル開口部 1 箇所毎に 1 式（ダンパ 24 台（2 連ダンパ 6 台、3 連ダンパ 4 台））を設置しており、ケーシングは、取付ボルトにより取付架台に取り付けられ、取付架台は基礎ボルトにより原子炉建物原子炉棟に固定される。	
主要寸法	羽根 <input type="text"/> mm		
材料	羽根 <input type="text"/>		
個数	1 式（ダンパ 24 台）×オペフロ BOP2 箇所（ダンパ合計 48 台）		
作動方式	電動（手動）		
取付箇所	原子炉建物原子炉棟地上 4 階中間床		



原子炉建物地上4階中間床 概略平面図

原子炉建物原子炉棟断面図

■ : (オペフロ BOP2 箇所)

■ : (BOP 閉止装置 2 箇所)

図 7-3 オペフロ BOP 閉止装置の設置位置

(b) 詳細設計

羽根開状態（待機状態）では基準地震動 S_s による地震力が作用した後においても、作動性及び羽根閉止後の原子炉建物原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持可能なことを確認するため、実機大モックアップを用いて、BOP 閉止装置の設置位置での基準地震動 S_s による地震応答加速度を包絡した加振波による加振試験を実施し、加振後の電動及び手動による羽根の開閉動作試験、羽根閉止後の気密性能試験を実施した。

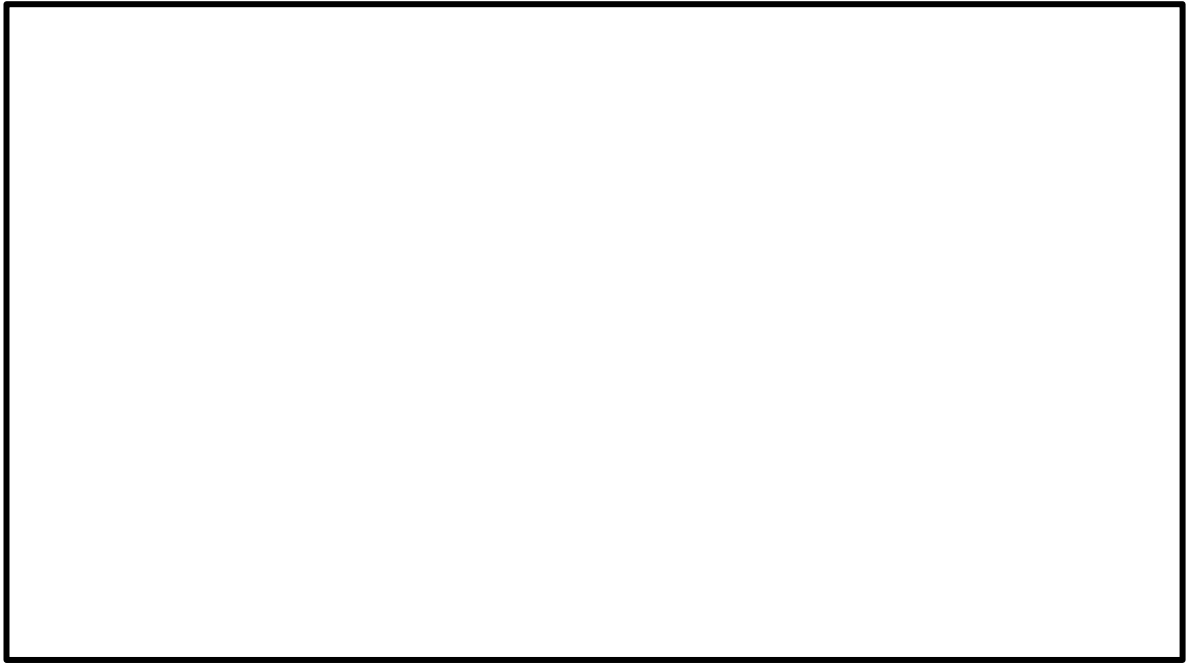
また、羽根閉止状態でも基準地震動 S_s による地震力が作用した後において、原子炉建物原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持可能なこと及び作動性を確認するため、実機大モックアップを用いて、BOP 閉止装置の設置位置での基準地震動 S_s による地震応答加速度を包絡した加振波による加振試験を実施し、加振後の気密性能試験、電動及び手動による羽根の開閉動作試験を実施した。

イ. BOP 閉止装置加振試験の妥当性

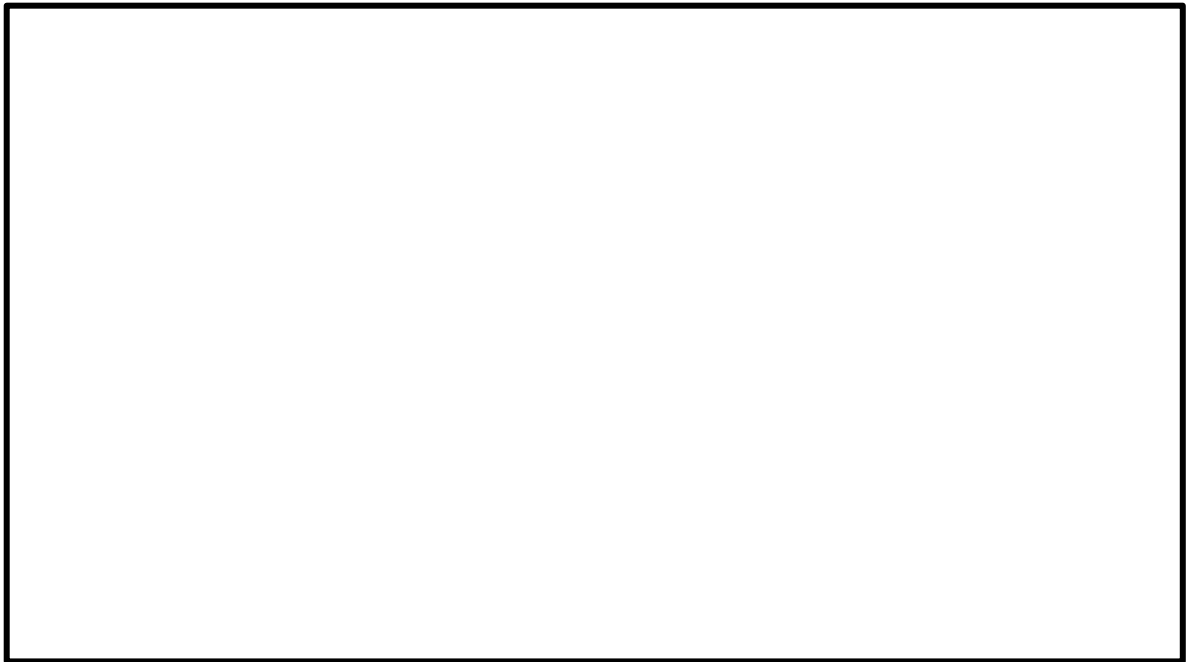
試験時の加振加速度の測定位置を図 7-4 に、測定結果を表 7-4 に示す。開状態及び閉状態での振動台の 3 方向 (X, Y, Z) の加振加速度は、設計上必要な加速度を超えており、適切な加振がされていることを確認した。

BOP 閉止装置は、ダンパ 24 台と取付架台から構成される。BOP 閉止装置全体構造の固有周期は 0.05 s 以下であり、剛構造であることを解析により確認している。全体構造の固有値解析の方法及び結果は、添付書類 VI-2-9-4-5-1-4 「ブローアウトパネル閉止装置の耐震性についての計算書」に示す。

加振試験においては、実機の全体構造が剛構造であることを踏まえ、2連ダンパ及び3連ダンパを剛構造の加振用架台に設置して試験を実施しており、実機と同等の状態であることから試験方法は妥当である。



加速度計測位置 2 連ダンパ 計測点



加速度計測位置 3 連ダンパ 計測点

図 7-4 BOP 閉止装置加振試験時の加振加速度の測定位置

表 7-4 BOP 閉止装置加振試験時の加振加速度の測定結果

試験対象	開閉状態	方向	設計用震度 I * ($\times 9.8\text{m/s}^2$) (基準地震動 S s)	加振実績 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	判定結果
2 連 ダンパ	開	X			○
		Y			○
		Z			○
	閉	X			○
		Y			○
		Z			○
3 連 ダンパ	開	X			○
		Y			○
		Z			○
	閉	X			○
		Y			○
		Z			○

注記* : 添付書類 VI-2-1-7 「設計用床応答スペクトルの作成方針」に基づく, BOP 閉止装置の設置高さより上方の原子炉建物 EL 63.5m の設計用震度 I を示す。

ロ. BOP 閉止装置加振試験結果 (外観目視点検結果)

実施した加振試験後の点検結果を表 7-5 に示す。基準地震動 S s を包絡する加振でも設備に損傷はなく健全であることを確認した。

表 7-5 BOP 閉止装置加振試験後の外観点検結果

試験条件		外観目視点検結果			
加振条件	開閉状態	羽根 (パッキン含む)	シャフト	ケーシング	その他
S s 包絡波	開	異常なし	異常なし	異常なし	異常なし
	閉	異常なし	異常なし	異常なし	異常なし

ハ. BOP 閉止装置加振試験結果 (羽根の動作試験結果)

BOP 閉止装置の加振試験後の羽根の動作試験結果を表 7-6 に示す。羽根開状態及び羽根閉状態にて基準地震動 S s 相当の加振力で加振し, 羽根の動作を確認した結果, 動作に問題はないことを確認した。なお, 羽根の動作時間は, 操作盤の自動開閉スイッチを押してから, 操作盤の動作完了を示すランプが点灯するまでの時間とする。

表 7-6 BOP 閉止装置加振後の動作試験結果

試験対象	開閉状態	電動操作	手動操作	参考 電動作動時間
2 連ダンパ	開放→閉止	異常なし	異常なし	約 45 秒
	閉止→開放	異常なし	異常なし	約 45 秒
3 連ダンパ	開放→閉止	異常なし	異常なし	約 47 秒
	閉止→開放	異常なし	異常なし	約 47 秒

ニ. BOP 閉止装置加振試験結果（気密性能試験結果）

BOP 閉止装置の加振試験後の気密性能試験結果を表 7-7 に示す。

表 7-7 BOP 閉止装置加振試験後の気密性能試験結果

羽根 (初期状態)	63Pa*時通気量 ($\text{m}^3/\text{h} \cdot \text{m}^2$)	備考
開	□	電動にて閉止して実験実施

注記*：非常用ガス処理系の運転により維持される，原子炉建物原子炉棟の負圧値を示す。

<原子炉建物原子炉棟としての負圧達成について>

今回の BOP 閉止装置（ダンパ）単体での気密性能試験結果から，装置をブローアウトパネル部に設置した場合の原子炉建物原子炉棟の負圧達成可否について評価した結果，非常用ガス処理系定格容量（ $4400\text{m}^3/\text{h}$ ）は，推定インリーク量 $\square \text{m}^3/\text{h}$ を十分に上回るため，非常用ガス処理系にて 63Pa 以上の負圧達成可能である。

- ・既設原子炉建物原子炉棟の推定インリーク量：約 $2035\text{m}^3/\text{h}$ （63Pa 時の漏えい量）
- ・BOP 閉止装置（ダンパ）の合計台数：48 台
- ・BOP 閉止装置（ダンパ）48 台設置時の推定インリーク量：
 $\square \text{m}^2 \times 48 \text{ 台} \times \square \text{m}^3/\text{h} \cdot \text{m}^2 \div \square \text{m}^3/\text{h}$ （63Pa 時の漏えい量）
- ・非常用ガス処理系定格容量： $4400\text{m}^3/\text{h}$ （63Pa 時の通気量）
- ・BOP 閉止装置設置を含めた原子炉建物原子炉棟の推定漏えい量：
 $2035\text{m}^3/\text{h} + \square \text{m}^3/\text{h} = \square \text{m}^3/\text{h}$ （63Pa 時の漏えい量） $< 4400\text{m}^3/\text{h}$
（63Pa 時の通気量）（非常用ガス処理系定格容量）

ホ. BOP 閉止装置機能確認済加速度

BOP 閉止装置の機能確認済加速度を表 7-8 に示す。機能確認済加速度は、地震波加振時の振動台最大加速度より設定する。

表 7-8 BOP 閉止装置の機能確認済加速度

方向	機能確認済加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)
水平	□*
鉛直	□

注記* : X, Y 方向の加振実績最小値から水平方向機能確認済加速度を設定する。

b. BOP 閉止装置構造強度

基準地震動 S_s による地震後においても、作動性及び原子炉建物原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持し、閉止後についても、基準地震動 S_s において原子炉建物原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持可能な構造強度を有することを確認するため、構造強度評価を実施する。また、「a. 機能維持」で記載した加振台を用いた加振試験により、設備に損傷等はなく機能を維持するための構造強度が確保できることを確認する。

BOP 閉止装置の耐震強度評価の方法及び結果を、添付書類 VI-2-9-4-5-1-4 「ブローアウトパネル閉止装置の耐震性についての計算書」に示す。

c. 波及的影響

BOP 閉止装置は、基準地震動 S_s による地震力に対し、設置場所における最大加速度が、加振試験により主要部材が健全であることを確認した加振台の加速度以下であることにより確認する。

BOP 閉止装置の耐震強度評価の方法及び結果を、添付書類 VI-2-9-4-5-1-4 「ブローアウトパネル閉止装置の耐震性についての計算書」に示す。

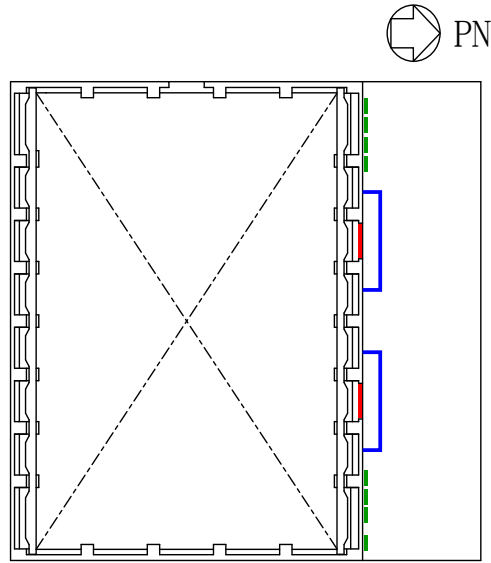
7.3.4 オペフロ BOP 強制開放装置（自主対策設備）

オペフロ BOP 強制開放装置は、レバーブロック及びワイヤーロープ等から構成される開放治具であり、通常時は原子炉建物地上 4 階中間床の建物外壁面に据え付けられた保管箱に収納されている。オペフロ BOP を開放する必要がある際に、開放治具を保管箱から取り出し、ワイヤーロープとオペフロ BOP を接続し、レバーブロックにより緊張することで強制的に開放する。

保管箱は、オペフロ BOP との離隔を確保した位置に設置することで、悪影響を防止する必要がある他の設備に対して影響を及ぼさない設計とする。オペフロ BOP 強制開放装置の構造計画を表 7-9 に、設置位置を図 7-5 に示す。

表 7-9 オペフロ BOP 強制開放装置の構造計画

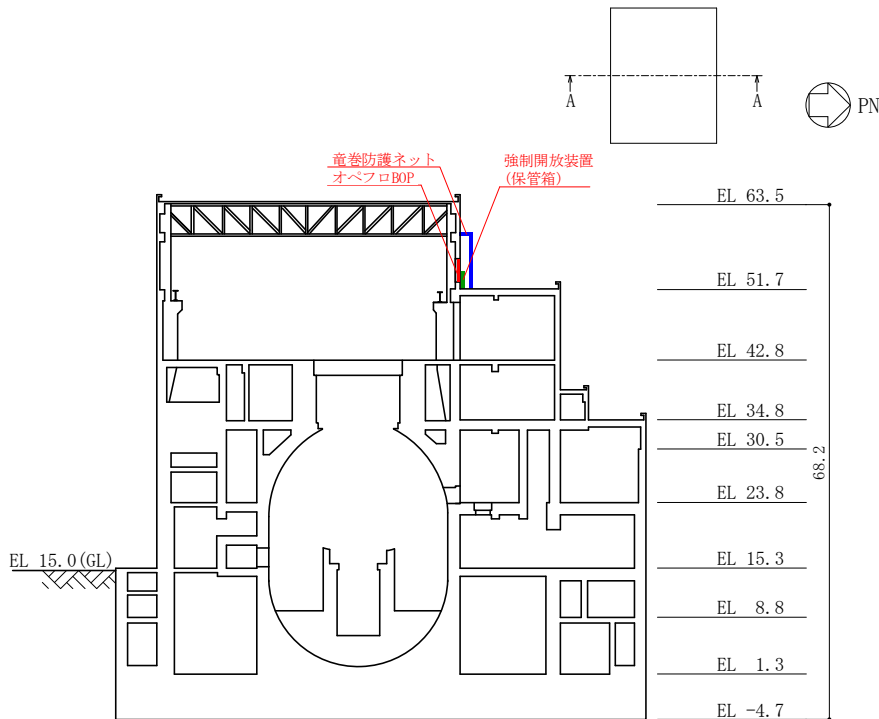
設備分類	計画の概要		説明図
	主体構造	支持構造	
オペフロ BOP 強制開放装置	オペフロ BOP 強制開放装置は、レバーブロック及びワイヤーロープ等の開放治具から構成される。	オペフロ BOP 強制開放装置の開放治具（接続用補助ワイヤーロープを除く。）は、原子炉建物地上 4 階中間床の建物外壁面に据え付けられた保管箱に収納する。	
材料	レバーブロック ワイヤーロープ		
個数	レバーブロック（8台）		
取付箇所	原子炉建物原子炉棟地上 4 階中間床		



原子炉建物地上 4 階中間床 概略平面図

- : オペフロ BOP
- : 竜巻防護ネット
- : 強制開放装置 (保管箱)

図 7-5(1) オペフロ BOP 強制開放装置 (保管箱) の設置位置



断面図 (A-A 断面) (単位: m)

図 7-5(2) オペフロ BOP 強制開放装置 (保管箱) の設置位置