

## VI-1-1-5 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

VI-1-1-5-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書  
(原子炉本体)

## 目 次

1. 概要	1
2. 炉心支持構造物	2
2.1 炉心シュラウド	2
2.2 シュラウドサポート	5
2.3 上部格子板	7
2.4 炉心支持板	10
2.5 中央燃料支持金具	12
2.6 周辺燃料支持金具	14
2.7 制御棒案内管	16
3. 原子炉压力容器	18
3.1 原子炉压力容器	18
3.2 原子炉压力容器内部構造物	23
3.2.1 給水スパージャ	23
3.2.2 高圧炉心注水スパージャ	26
3.2.3 低圧注水スパージャ	28
3.2.4 高圧炉心注水系配管（原子炉压力容器内部）	30

1. 概要

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

2 炉心支持構造物

2.1 炉心シュラウド

名 称		炉心シュラウド
最高使用圧力 (上部胴)	MPa	□(差圧), □(差圧), □(差圧)
最高使用圧力 (下部胴)	MPa	□(差圧), □(差圧), □(差圧)
最高使用温度	℃	302, □
個 数	—	1
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設計基準対象施設</li> </ul> <p>炉心シュラウドは、設計基準対象施設として上部格子板及び炉心支持板を支持するために設置する。</p> <p>また、円筒構造により炉心を上向きに流れる原子炉冷却材の流路を形成するとともに、その外側の環状部を下向きに流れる再循環流とを分離するために設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>重大事故等対処設備</li> </ul> <p>重大事故等時に使用する炉心シュラウドは、原子炉冷却材の流路が確保されるよう、炉心形状を維持するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 (上部胴) □ MPa (差圧)</p> <p>設計基準対象施設として使用する炉心シュラウド (上部胴) の最高使用圧力は、通常運転時に炉心シュラウド (上部胴) の内外面間に作用する差圧 (差圧が最大となるプラントの運転状態*1における差圧解析値 (□ MPa)) を上回る最大差圧として □ MPa (差圧) とする。</p> <p>注記*1 : 通常運転時に炉心シュラウド (上部胴) の差圧が最大となる □ %原子炉出力, □ %炉心流量状態</p> <p>炉心シュラウド (上部胴) を重大事故等時において使用する場合は, □</p>		

1.2 最高使用圧力（下部胴）  MPa（差圧）

設計基準対象施設として使用する炉心シュラウド（下部胴）の最高使用圧力は、通常運転時に炉心シュラウド（下部胴）の内外面間に作用する差圧（差圧が最大となるプラントの運転状態\*2における差圧解析値（ MPa）を上回る最大差圧として、 MPa（差圧）とする。

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

炉心シュラウド（下部胴）を重大事故等時において使用する場合は、

2. 最高使用温度

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

炉心シュラウドを重大事故等時において使用する場合は、

3. 個数

炉心シュラウドは、設計基準対象施設として上部格子板及び炉心支持板を支持するために必要な個数である1個設置する。

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

2.2 シュラウドサポート

名 称		シュラウドサポート	
最高使用圧力	MPa	<input type="text"/> (差圧), <input type="text"/> (差圧), <input type="text"/> (差圧)	
最高使用温度	℃	302, <input type="text"/>	
個 数	—	1	
<p><b>【設 定 根 拠】</b>            (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設                シュラウドサポートは、設計基準対象施設として炉心シュラウドを支持するために設置する。</li> <li>・重大事故等対処設備                重大事故等時に使用するシュラウドサポートは、原子炉冷却材の流路が確保されるよう、炉心形状を維持するために設置する。</li> </ul> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するシュラウドサポートの最高使用圧力は、通常運転時にシュラウドサポートの内外面の間に作用する差圧（差圧が最大となるプラントの運転状態*における差圧解析値（<input type="text"/> MPa））を上回る最大差圧として、<input type="text"/> MPa（差圧）とする。</p> <p>注記*：通常運転時にシュラウドサポートの差圧が最大となる <input type="text"/> %原子炉出力, <input type="text"/> %炉心流量状態</p> <p>シュラウドサポートを重大事故等時において使用する場合は、<input type="text"/></p> <div style="border: 1px solid black; height: 150px; width: 100%; margin-top: 10px;"></div> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するシュラウドサポートの最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃とする。</p>			



シュラウドサポートを重大事故等時において使用する場合は、

3. 個数

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

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

2.3 上部格子板

名 称		上部格子板
最高使用圧力 (リム胴板)	MPa	<input type="text"/> (差圧), <input type="text"/> (差圧), <input type="text"/> (差圧)
最高使用圧力 (グリッドプレート)	MPa	<input type="text"/> (差圧), <input type="text"/> (差圧), <input type="text"/> (差圧)
最高使用温度	℃	302, <input type="text"/>
個 数	—	1
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設計基準対象施設 上部格子板は、設計基準対象施設として炉心シュラウド上部に固定し燃料集合体の横方向の支持と案内の役目をさせるとともに、中性子束検出器及び起動用中性子源の上端を支持するために設置する。</li> <li>重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する上部格子板は、原子炉冷却材の流路が確保されるよう、炉心形状を維持するために設置する。</li> </ul> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 (リム胴板) <input type="text"/> MPa (差圧)</p> <p>設計基準対象施設として使用する上部格子板 (リム胴板) の最高使用圧力は、通常運転時に上部格子板 (リム胴板) の内外面の間作用する差圧 (差圧が最大となるプラントの運転状態<sup>*1</sup>における差圧解析値 (<input type="text"/> MPa)) を上回る最大差圧として, <input type="text"/> MPa (差圧) とする。</p> <p>注記*1 : 通常運転時に上部格子板 (リム胴板) の差圧が最大となる <input type="text"/> %原子炉出力, <input type="text"/> %炉心流量状態</p> <p>上部格子板 (リム胴板) を重大事故等時において使用する場合は, <input type="text"/></p> <div style="border: 1px solid black; height: 150px; width: 100%; margin-top: 10px;"></div>		

1.2 最高使用圧力（グリッドプレート）  MPa（差圧）

設計基準対象施設として使用する上部格子板（グリッドプレート）の最高使用圧力は、通常運転時に上部格子板（グリッドプレート）の上下面の間に作用する差圧（差圧が最大となるプラントの運転状態\*2における差圧解析値（ MPa）を上回る最大差圧として、 MPa（差圧）とする。

注記\*2：通常運転時に上部格子板（グリッドプレート）の差圧が最大となる  %原子炉出力、 %炉心流量状態

上部格子板（グリッドプレート）を重大事故等時において使用する場合の圧力は、

2. 最高使用温度

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

上部格子板を重大事故等時において使用する場合の温度は、

3. 個数

上部格子板は、設計基準対象施設として炉心シュラウド上部に固定し燃料集合体の横方向の支持と案内の役目をさせるとともに、中性子束検出器及び起動用中性子源の上端を支持するた

めに必要な個数である 1 個設置する。

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

2.4 炉心支持板

名 称		炉心支持板	
最高使用圧力	MPa	<input type="text"/> (差圧), <input type="text"/> (差圧), <input type="text"/> (差圧)	
最高使用温度	℃	302, <input type="text"/>	
個 数	—	1	

【設 定 根 拠】

(概要)

・設計基準対象施設

炉心支持板は、設計基準対象施設として炉心シュラウド下部に固定し、制御棒案内管、燃料支持金具及び燃料集合体、中性子束計測案内管並びに起動用中性子源の横方向の支持をするために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に使用する炉心支持板は、原子炉冷却材の流路が確保されるよう、炉心形状を維持するために設置する。

1. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する炉心支持板の最高使用圧力は、通常運転時に炉心支持板の上下面の間作用する差圧（差圧が最大となるプラントの運転状態\*における差圧解析値（ MPa）を上回る最大差圧として、 MPa（差圧）とする。

注記\*：通常運転時に炉心支持板の差圧が最大となる%原子炉出力、%炉心流量状態

炉心支持板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、

2. 最高使用温度

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

炉心支持板を重大事故等時において使用する場合は、

### 3. 個数

炉心支持板は、設計基準対象施設として炉心シュラウド下部に固定し、制御棒案内管、燃料支持金具及び燃料集合体、中性子束計測案内管並びに起動用中性子源の横方向の支持をするために必要な個数である 1 個設置する。

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

2.5 中央燃料支持金具

名 称	中央燃料支持金具	
最高使用圧力	MPa	<input type="text"/> (差圧), <input type="text"/> (差圧), <input type="text"/> (差圧)
最高使用温度	℃	302, <input type="text"/>
個 数	—	205

【設 定 根 拠】

(概要)

・設計基準対象施設

中央燃料支持金具は、設計基準対象施設として制御棒案内管に支持され、燃料集合体4体を支持し、燃料集合体への冷却材の流路を形成するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に使用する中央燃料支持金具は、原子炉冷却材の流路が確保されるよう、炉心形状を維持するために設置する。

1. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する中央燃料支持金具の最高使用圧力は、通常運転時に中央燃料支持金具の上下面の間に作用する差圧（差圧が最大となるプラントの運転状態\*における差圧解析値( MPa))を上回る最大差圧として、 MPa (差圧) とする。

注記\*：通常運転時に中央燃料支持金具の差圧が最大となる%原子炉出力，%炉心流量状態

中央燃料支持金具を重大事故等時において使用する場合は、

2. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する中央燃料支持金具の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最

高使用温度と同じ 302℃とする。

中央燃料支持金具を重大事故等時において使用する場合は、

--

### 3. 個数

燃料支持金具は、設計基準対象施設として燃料集合体 872 体を支持するために必要な個数として中央燃料支持金具を 205 個、周辺燃料支持金具を 52 個設置する。

燃料支持金具は、設計基準対象施設として中央燃料支持金具を 205 個、周辺燃料支持金具を 52 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。



2.6 周辺燃料支持金具

名 称		周辺燃料支持金具	
最高使用圧力	MPa	[ ] (差圧), [ ] (差圧), [ ] (差圧)	
最高使用温度	℃	302, [ ]	
個 数	—	52	
<p><b>【設 定 根 拠】</b>            (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設計基準対象施設                周辺燃料支持金具は、設計基準対象施設として炉心周辺部に位置し、燃料集合体1体を支持し、燃料集合体への冷却材の流路を形成するために設置する。</li> <li>重大事故等対処設備                重大事故等時に使用する周辺燃料支持金具は、原子炉冷却材の流路が確保されるよう、炉心形状を維持するために設置する。</li> </ul> <p>1. 最高使用圧力                設計基準対象施設として使用する周辺燃料支持金具の最高使用圧力は、通常運転時に周辺燃料支持金具の上下面の間に作用する差圧（差圧が最大となるプラントの運転状態*における差圧解析値([ ]MPa)を上回る最大差圧として、[ ]MPa（差圧）とする。</p> <p>注記*：通常運転時に周辺燃料支持金具の差圧が最大となる [ ]%原子炉出力、[ ]%炉心流量状態</p> <p>周辺燃料支持金具を重大事故等時において使用する場合は、[ ]</p>			
<p>2. 最高使用温度                設計基準対象施設として使用する周辺燃料支持金具の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最</p>			

高使用温度と同じ 302℃とする。

周辺燃料支持金具を重大事故等時において使用する場合は、

--

### 3. 個数

燃料支持金具は、設計基準対象施設として燃料集合体 872 体を支持するために必要な個数として中央燃料支持金具を 205 個、周辺燃料支持金具を 52 個設置する。

燃料支持金具は、設計基準対象施設として中央燃料支持金具を 205 個、周辺燃料支持金具を 52 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

2.7 制御棒案内管

名 称		制御棒案内管	
最高使用圧力	MPa	□ (差圧), □ (差圧), □ (差圧)	
最高使用温度	℃	302, □	
個 数	—	205	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設計基準対象施設</li> </ul> <p>制御棒案内管は、設計基準対象施設として下側を制御棒駆動機構ハウジングに、上側を炉心支持板にはめこみ、制御棒の案内及び中央燃料支持金具を支持するために設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>重大事故等対処設備</li> </ul> <p>重大事故等時に使用する制御棒案内管は、原子炉冷却材の流路が確保されるよう、炉心形状を維持するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する制御棒案内管の最高使用圧力は、通常運転時に制御棒案内管の内外面の間に作用する差圧（差圧が最大となるプラントの運転状態*における差圧解析値（□MPa）を上回る最大差圧として、□MPa（差圧）とする。</p> <p>注記*：通常運転時に制御棒案内管の差圧が最大となる□%原子炉出力、□%炉心流量状態</p> <p>制御棒案内管を重大事故等時において使用する場合は、□</p>			
<p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する制御棒案内管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。</p>			

制御棒案内管を重大事故等時において使用する場合は、

3. 個数

制御棒案内管は、設計基準対象施設として全制御棒 205 本の案内及び中央燃料支持金具 205 個を支持するために必要な個数である 205 個設置する。

制御棒案内管は、設計基準対象施設として 205 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

### 3. 原子炉圧力容器

#### 3.1 原子炉圧力容器

名 称		原子炉圧力容器
最高使用圧力	MPa	8.62, 9.22
最高使用温度	℃	302, 306
個 数	—	1
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設            原子炉圧力容器は、設計基準対象施設として原子炉冷却材圧力バウンダリを構成し、燃料集合体、炉心支持構造物、制御棒及びその他原子炉圧力容器内部構造物を保持するために設置する。            原子炉圧力容器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において適切な炉心冷却能力を持たせる設計としている。</li> <li>・重大事故等対処設備            重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）として使用する原子炉圧力容器は、以下の機能を有する。             原子炉圧力容器は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。            系統構成は、残留熱除去系ポンプにより、サプレッションチェンバの水を原子炉圧力容器へ注水することで、炉心を冷却できる設計とする。             重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）として使用する原子炉圧力容器は、以下の機能を有する。             原子炉圧力容器は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。            系統構成は、原子炉冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器等を経由して原子炉圧力容器に戻すことで、炉心を冷却できる設計とする。             原子炉圧力容器は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。            系統構成は、原子炉冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器等を経由して原子炉圧力容器に戻すことで、炉心を冷却できる設計とする。</li> </ul>		

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

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

系統構成は、高圧炉心注水系ポンプにより、復水貯蔵槽又はサプレッションチェンバの水を補給水系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで、炉心を冷却できる設計とする。

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

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

系統構成は、原子炉隔離時冷却系ポンプにより、復水貯蔵槽又はサプレッションチェンバの水を高圧炉心注水系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで、炉心を冷却できる設計とする。

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

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

系統構成は、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクに貯蔵されているほう酸水を高圧炉心注水系等を経由して原子炉圧力容器へ注入することで、重大事故等の進展を抑制できる設計とする。

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

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

系統構成は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。

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

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

系統構成は、高圧代替注水系ポンプにより、復水貯蔵槽の水を高圧炉心注水系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで、炉心を冷却できる設計とする。

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

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

系統構成は、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクに貯蔵されている中性子を吸収するほう酸水を高圧炉心注水系等を経由して原子炉圧力容器へ注入することで、発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。

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

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

系統構成は、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクに貯蔵されているほう酸水を高圧炉心注水系等を経由して原子炉圧力容器へ注入することで、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。

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

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

系統構成は、高圧代替注水系ポンプにより、復水貯蔵槽の水を高圧炉心注水系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。

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

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

系統構成は、復水移送ポンプにより、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

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

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

系統構成は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。

#### 1. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する原子炉圧力容器の最高使用圧力は、定格出力運転時における原子炉圧力容器の運転圧力 7.07MPa を上回る 8.62MPa とする。

原子炉圧力容器を重大事故等時に使用する場合の圧力は、重大事故等対策の有効性評価（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において圧力が最大となる事故シーケンスグループである原子炉停止機能喪失では、原子炉圧力が 8.92MPa であることから、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（0.3MPa）を考慮した圧力として 9.22MPa とする。

#### 2. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する原子炉圧力容器の最高使用温度は、定格出力運転時における原子炉圧力容器温度約 287℃ を上回る 302℃ とする。

原子炉圧力容器を重大事故等時に使用する場合の温度は、原子炉圧力容器の重大事故等時における使用圧力である 9.22MPa に相当する飽和温度として 306℃ とする。



### 3. 個数

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

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

#### (参考) 初装荷個数 (監視試験片)

監視試験片は、設計基準対象施設として原子炉圧力容器の炉心領域の中性子照射による影響評価について監視試験片によって計画的に評価を行うために必要な個数である3組\*を設置する。

なお、監視試験片については、重大事故等対処設備に該当しない。

注記\* : 監視試験片については、引張試験片□個 (母材□個, 溶接金属□個, 熱影響部□個) 及び衝撃試験片□個 (母材□個, 溶接金属□個, 熱影響部□個) を1組として、原子炉圧力容器内面□の位置に□組, □の位置に□組の合計3組設置している。

### 3.2 原子炉圧力容器内部構造物

#### 3.2.1 給水スパーージャ

名 称		給水スパーージャ	
個 数	—	6	
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設</li> </ul> <p>給水スパーージャは、設計基準対象施設として給水ノズルから原子炉圧力容器に入った給水を、気水分離器で分離された高温の冷却材と均一に混合するために設置する。給水スパーージャは、原子炉圧力容器内壁に沿ってT字型に左右に分岐した各々独立な2本のヘッダを有している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重大事故等対処設備</li> </ul> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）として使用する給水スパーージャは、以下の機能を有する。</p> <p>給水スパーージャは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、残留熱除去系ポンプ(A)により、サプレッションチェンバの水を残留熱除去系、給水スパーージャ等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで、炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）として使用する給水スパーージャは、以下の機能を有する。</p> <p>給水スパーージャは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(A)、残留熱除去系熱交換器(A)、給水スパーージャ等を経由して原子炉圧力容器に戻すことで、炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>給水スパーージャは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(A)、残留熱除去系熱交換器(A)、給水スパーージャ等を経由して原子炉圧力容器に戻すことで、炉心を冷却できる設計とする。</p>			

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）として使用する給水スパーージャは、以下の機能を有する。

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

系統構成は、原子炉隔離時冷却系ポンプにより、復水貯蔵槽又はサプレッションチェンバの水を高圧炉心注水系、給水スパーージャ等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで、炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）として使用する給水スパーージャは、以下の機能を有する。

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

系統構成は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由し、給水スパーージャを介して原子炉圧力容器へ注水又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により、代替淡水源の水を残留熱除去系、給水スパーージャ等を経由して原子炉圧力容器に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系）として使用する給水スパーージャは、以下の機能を有する。

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

系統構成は、高圧代替注水系ポンプにより、復水貯蔵槽の水を高圧炉心注水系、給水スパーージャ等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで、炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（高圧代替注水系）として使用する給水スパーージャは、以下の機能を有する。

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

系統構成は、高圧代替注水系ポンプにより、復水貯蔵槽の水を高圧炉心注水系、給水スパーージャ等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）として使用する給水スパーージャは、以下の機能を有する。

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

系統構成は、復水移送ポンプにより、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器(B)にて冷却し、残留熱除去系、給水スパーージャ等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する給水スパーージャは、以下の機能を有する。

給水スパーージャは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由し、給水スパーージャを介して原子炉圧力容器へ注水又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により、代替淡水源の水を残留熱除去系、給水スパーージャ等を経由して原子炉圧力容器に注水することで、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。

#### 1. 個数

給水スパーージャは、設計基準対象施設として給水ノズルから原子炉圧力容器に入った給水を、気水分離器で分離された高温の冷却材と均一に混合するために必要な個数である 6 個設置する。

給水スパーージャは、設計基準対象施設として 6 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

### 3.2.2 高圧炉心注水スパージャ

名 称		高圧炉心注水スパージャ
個 数	—	2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設 高圧炉心注水スパージャは、非常用炉心冷却系のうち、高圧炉心注水系の一部であり、設計基準対象施設として炉心を適切に冷却するために設ける。高圧炉心注水スパージャは、上部格子板内面に沿ってT字型に左右に分岐した各々独立な2本のヘッダを有している。</li> <li>・重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心注水系）として使用する高圧炉心注水スパージャは、以下の機能を有する。</li> </ul> <p>高圧炉心注水スパージャは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、高圧炉心注水系ポンプにより、復水貯蔵槽又はサプレッションチェンバの水を補給水系、高圧炉心注水スパージャ等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで、炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（ほう酸水注入系）として使用する高圧炉心注水スパージャは、以下の機能を有する。</p> <p>高圧炉心注水スパージャは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクに貯蔵されているほう酸水を高圧炉心注水系、高圧炉心注水スパージャ等を経由して原子炉圧力容器へ注入することで、重大事故等の進展を抑制できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）として使用する高圧炉心注水スパージャは、以下の機能を有する。</p> <p>高圧炉心注水スパージャは、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために設置する。</p>		

系統構成は、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクに貯蔵されている中性子を吸収するほう酸水を高圧炉心注水系、高圧炉心注水スパーージャ等を経由して原子炉压力容器へ注入することで、発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（ほう酸水注入系）として使用する高圧炉心注水スパーージャは、以下の機能を有する。

高圧炉心注水スパーージャは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクに貯蔵されているほう酸水を高圧炉心注水系、高圧炉心注水スパーージャ等を経由して原子炉压力容器へ注入することで、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。

#### 1. 個数

高圧炉心注水スパーージャは、設計基準対象施設として炉心を適切に冷却するために必要な個数である2個設置する。

高圧炉心注水スパーージャは、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

### 3.2.3 低圧注水スパージャ

名 称		低圧注水スパージャ
個 数	—	2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設 低圧注水スパージャは、非常用炉心冷却系のうち、低圧注水系の一部であり、設計基準対象施設として炉心を適切に冷却するために設ける。 低圧注水スパージャは、原子炉圧力容器内壁に沿ってT字型に左右に分岐した各々独立な2本のヘッダを有し、それぞれ2本の低圧注水ノズルに接続する。</li> <li>・重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）として使用する低圧注水スパージャは、以下の機能を有する。  低圧注水スパージャは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は、残留熱除去系ポンプ(B), (C)により、サプレッションチェンバの水を残留熱除去系、低圧注水スパージャ等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで、炉心を冷却できる設計とする。  重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）として使用する低圧注水スパージャは、以下の機能を有する。  低圧注水スパージャは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は、原子炉冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(B), (C)、残留熱除去系熱交換器(B), (C)、低圧注水スパージャ等を経由して原子炉圧力容器に戻すことで、炉心を冷却できる設計とする。  低圧注水スパージャは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。 系統構成は、原子炉冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(B), (C)、残留熱除去系熱交換器(B), (C)、低圧注水スパージャ等を経由して原子炉圧力容器に戻すことで、炉心を冷却</li> </ul>		

できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）として使用する低圧注水スパージャは、以下の機能を有する。

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

系統構成は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由し、低圧注水スパージャを介して原子炉圧力容器へ注水又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により、代替淡水源の水を残留熱除去系、低圧注水スパージャ等を経由して原子炉圧力容器に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する低圧注水スパージャは、以下の機能を有する。

低圧注水スパージャは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由し、低圧注水スパージャを介して原子炉圧力容器へ注水又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により、代替淡水源の水を残留熱除去系、低圧注水スパージャ等を経由して原子炉圧力容器に注水することで、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。

#### 1. 個数

低圧注水スパージャは、設計基準対象施設として炉心を適切に冷却するために必要な個数である 2 個設置する。

低圧注水スパージャは、設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。



3.2.4 高圧炉心注水系配管（原子炉压力容器内部）

名 称		高圧炉心注水系配管（原子炉压力容器内部）	
個 数	—	2	
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設</li> </ul> <p>高圧炉心注水系配管（原子炉压力容器内部）は、非常用炉心冷却系のうち、高圧炉心注水系の一部であり、設計基準対象施設として炉心を適切に冷却するために設ける。原子炉压力容器の2本のノズルから入った高圧炉心注水系配管（原子炉压力容器内部）は、上部格子板内に入った後、上部格子板内に取り付けた高圧炉心注水スパージャに接続する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重大事故等対処設備</li> </ul> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心注水系）として使用する高圧炉心注水系配管（原子炉压力容器内部）は、以下の機能を有する。</p> <p>高圧炉心注水系配管（原子炉压力容器内部）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、高圧炉心注水系ポンプにより、復水貯蔵槽又はサプレッションチェンバの水を補給水系、高圧炉心注水系配管（原子炉压力容器内部）等を経由して原子炉压力容器へ注水することで、炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（ほう酸水注入系）として使用する高圧炉心注水系配管（原子炉压力容器内部）は、以下の機能を有する。</p> <p>高圧炉心注水系配管（原子炉压力容器内部）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクに貯蔵されているほう酸水を高圧炉心注水系配管（原子炉压力容器内部）等を経由して原子炉压力容器へ注入することで、重大事故等の進展を抑制できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）として使用する高圧炉心注水系配管（原子炉压力容器内部）は、以下の機能を有する。</p> <p>高圧炉心注水系配管（原子炉压力容器内部）は、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原</p>			

子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために設置する。

系統構成は、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクに貯蔵されている中性子を吸収するほう酸水を高圧炉心注水系配管（原子炉压力容器内部）等を経由して原子炉压力容器へ注入することで、発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（ほう酸水注入系）として使用する高圧炉心注水系配管（原子炉压力容器内部）は、以下の機能を有する。

高圧炉心注水系配管（原子炉压力容器内部）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクに貯蔵されているほう酸水を高圧炉心注水系配管（原子炉压力容器内部）等を経由して原子炉压力容器へ注入することで、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。

#### 1. 個数

高圧炉心注水系配管（原子炉压力容器内部）は、設計基準対象施設として炉心を適切に冷却するために必要な個数である2個設置する。

高圧炉心注水系配管（原子炉压力容器内部）は、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書  
(核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設)

## 目 次

1. 概要	1
2. 使用済燃料貯蔵設備	2
2.1 使用済燃料貯蔵槽	2
2.2 使用済燃料運搬用容器ピット	5
2.3 使用済燃料貯蔵ラック	7
2.4 使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置	9
3. 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	13
3.1 燃料プール冷却浄化系	13
3.1.1 熱交換器	13
3.1.2 ポンプ	17
3.1.3 スキマサージ槽	21
3.1.4 主配管	23
3.2 燃料プール代替注水系	37
3.2.1 主配管	37

## 1. 概要

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

以下の設備の設備別記載事項の設定根拠に関する説明は、令和2年10月14日付け原規発第2010147号にて認可された柏崎刈羽原子力発電所第7号機の設計及び工事の計画のV-1-1-5-2「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）」による。

- ・可搬型代替注水ポンプ（A-1級）（7号機設備，6,7号機共用）
- ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）（7号機設備，6,7号機共用）\*
- ・可搬型Y型ストレーナ（7号機設備，6,7号機共用）\*
- ・可搬型代替注水ポンプ屋外用20mホース（7号機設備，6,7号機共用）
- ・可搬型代替注水ポンプ燃料プール代替注水用屋外20mホース（7号機設備，6,7号機共用）
- ・可搬型スプレイヘッド（7号機設備，6,7号機共用）

注記\*：設備別記載事項の設定根拠に関する説明書の概要のうち、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（格納容器圧力逃がし装置）として使用する場合の記載について、「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止」を「水素爆発による原子炉格納容器の破損及び水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止」に読み替える。

## 2. 使用済燃料貯蔵設備

### 2.1 使用済燃料貯蔵槽

名 称		使用済燃料貯蔵プール (設計基準対象施設としてのみ 1, 2, 5, 6 号機共用)	
容 量	—	燃料集合体 3410 体/制御棒 234 本	
個 数	—	1	
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設</li> </ul> <p>使用済燃料貯蔵プールは、設計基準対象施設として使用済燃料、新燃料及び制御棒を貯蔵するために設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重大事故等対処設備</li> </ul> <p>重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（燃料プール冷却浄化系）として使用する使用済燃料貯蔵プールは、以下の機能を有する。</p> <p>使用済燃料貯蔵プールは、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は、重大事故等時において、使用済燃料貯蔵プールの水を燃料プール冷却浄化系ポンプにより燃料プール冷却浄化系熱交換器等を経由して循環させることで、使用済燃料貯蔵プールを冷却できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（燃料プール代替注水系）として使用する使用済燃料貯蔵プールは、以下の機能を有する。</p> <p>使用済燃料貯蔵プールは、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は、残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料貯蔵プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料貯蔵プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵プールに接続する配管の破損等により使用済燃料貯蔵プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料貯蔵プールの水位が低下した場合において、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2</p>			

級) 又は可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) により, 代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として, 燃料プール代替注水系配管又はホース等を経由して可搬型スプレイヘッド又は常設スプレイヘッドから使用済燃料貯蔵プールへ注水することで, 使用済燃料貯蔵プールの水位を維持できる設計とする。

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

系統構成は, 使用済燃料貯蔵プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合において, 可搬型スプレイヘッドを使用する場合には, 可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 又は可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), 常設スプレイヘッドを使用する場合には, 可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) により, 代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として, 燃料プール代替注水系配管又はホース等を経由して常設スプレイヘッド又は可搬型スプレイヘッドから使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に直接スプレイすることで, 燃料損傷を緩和するとともに, 環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。

## 1. 容量

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

上記を考慮し, 使用済燃料を計画通りに貯蔵した後でも, 炉心内の全燃料を使用済燃料貯蔵プールに移すことができるよう, 使用済燃料貯蔵プールの貯蔵容量は, 全炉心の燃料集合体 872 体に対し約 390%を上回る 3410 体とする。

また, 制御棒の貯蔵容量については, 1 炉心分の制御棒 205 本に裕度を考慮し, 制御棒貯蔵ハンガ及び制御棒・破損燃料貯蔵ラックの貯蔵容量を合わせ 234 本としている。

使用済燃料貯蔵プールを重大事故等時において使用する場合は, 設計基準対象施設と同様の使用方法であるため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し, 燃料集合体 3410 体, 制御棒 234 本とする。

## 2. 個数

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

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



## 2.2 使用済燃料運搬用容器ピット

名 称		キャスクピット (設計基準対象施設としてのみ 1, 2, 5, 6 号機共用)	
容 量	個	1 (使用済燃料輸送容器)	
個 数	—	1	
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設 キャスクピットは、設計基準対象施設として使用済燃料輸送容器への使用済燃料の収納を行うために設置する。</li> <li>・重大事故等対処設備 重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（燃料プール冷却浄化系）として使用するキャスクピットは、以下の機能を有する。  キャスクピットは、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。  系統構成は、重大事故等時において、使用済燃料貯蔵プールの水を燃料プール冷却浄化系ポンプにより燃料プール冷却浄化系熱交換器等を経由して循環させることで、使用済燃料貯蔵プールを冷却できる設計とする。  重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（燃料プール代替注水系）として使用するキャスクピットは、以下の機能を有する。  キャスクピットは、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。  系統構成は、残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料貯蔵プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料貯蔵プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵プールに接続する配管の破損等により使用済燃料貯蔵プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料貯蔵プールの水位が低下した場合において、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、燃料プール代替注水系配管又はホース等を経由して可搬型スプレーヘッド又は常設スプレーヘッドから使用済燃料貯蔵プールへ注水するこ</li> </ul>			

とにより、使用済燃料貯蔵プールの水位を維持できる設計とする。

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

系統構成は、使用済燃料貯蔵プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合において、可搬型スプレイヘッドを使用する場合には、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、常設スプレイヘッドを使用する場合には、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合には海を水源として、燃料プール代替注水系配管又はホース等を経由して常設スプレイヘッド又は可搬型スプレイヘッドから使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に直接スプレイすることにより、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。

#### 1. 容量

設計基準対象施設として使用するキャスクピットの容量は、使用済燃料輸送容器への使用済燃料の収納を行うために必要な容量である 1（使用済燃料輸送容器）個とする。

キャスクピットを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1（使用済燃料輸送容器）個とする。

#### 2. 個数

キャスクピットは、設計基準対象施設として使用済燃料輸送容器への使用済燃料の収納を行うために必要な個数である 1 個設置する。

キャスクピットは、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

### 2.3 使用済燃料貯蔵ラック

名 称		使用済燃料貯蔵ラック (設計基準対象施設としてのみ 1, 2, 5, 6 号機共用)			
容 量	体/個	120	176	187	210
個 数	—	2	5	10	2

#### 【設 定 根 拠】

(概要)

##### ・設計基準対象施設

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

##### ・重大事故等対処設備

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

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

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

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

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

#### 1. 容量

設計基準対象施設として使用する使用済燃料貯蔵ラックの合計容量は、使用済燃料貯蔵プールの容量と同じ 3410 体\*とする。

使用済燃料貯蔵ラックを重大事故等時ににおいて使用する場合の合計容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3410 体とする。

注記＊：燃料集合体の貯蔵容量として 120 体貯蔵可能なラックを 2 個，176 体貯蔵可能なラックを 5 個，187 体貯蔵可能なラックを 10 個，210 体貯蔵可能なラックを 2 個設置するため，

$$(120 \times 2) + (176 \times 5) + (187 \times 10) + (210 \times 2) = 3410 \text{ 体}$$

上記より 3410 体となる。

## 2. 個数

使用済燃料貯蔵ラックは，設計基準対象施設として使用済燃料及び新燃料を貯蔵するために必要な個数である，使用済燃料貯蔵プール内に 120 体ラックを 2 個，176 体ラックを 5 個，187 体ラックを 10 個，210 体ラックを 2 個設置する。

使用済燃料貯蔵ラックは，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設として使用済燃料貯蔵プール内に 120 体ラックを 2 個，176 体ラックを 5 個，187 体ラックを 10 個，210 体ラックを 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

2.4 使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置

名 称		使用済燃料貯蔵プール温度
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>使用済燃料貯蔵プール温度は，設計基準対象施設として使用済燃料貯蔵槽の温度を計測するとともに，計測結果を表示し，記録し，及び保存するために設置する。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール温度は，設計基準対象施設として使用済燃料貯蔵槽の水温の著しい上昇を確実に検知し，自動的に警報するために設置する。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール温度の装置の構成，計測範囲等については，VI-1-3-1「使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数</p> <p>使用済燃料貯蔵プール温度は，設計基準対象施設として使用済燃料貯蔵プールの温度を計測するために必要な個数であり，当該温度を計測可能なように1個設置する。</p>		

名 称		燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度	
個 数	—	1	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度は，設計基準対象施設として使用済燃料貯蔵槽の温度を計測するとともに，計測結果を表示し，記録し，及び保存するために設置する。</p> <p>燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度は，設計基準対象施設として使用済燃料貯蔵槽の水温の著しい上昇を確実に検知し，自動的に警報するために設置する。</p> <p>燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の装置の構成，計測範囲等については，VI-1-3-1「使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数</p> <p>燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度は，設計基準対象施設として使用済燃料貯蔵プールの温度を計測するために必要な個数であり，当該温度を計測可能なように1個設置する。</p>			

名 称		使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)
個 数	—	1 (検出点 8 箇所)
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置として使用する使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) は、以下の機能を有する。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) は、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置するとともに、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>また、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) は、重大事故等が発生し、計測機器 (非常用のものを含む。) の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-3-1「使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) は、重大事故等対処設備として使用済燃料貯蔵プールの温度及び水位を計測するために必要な個数であり、当該温度及び水位を計測可能なように 1 個 (検出点 8 箇所) 設置する。</p>		

名 称		使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)
個 数	—	1 (検出点 14 箇所)
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>・設計基準対象施設</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) は、設計基準対象施設として使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を計測するとともに、計測結果を表示し、記録し、及び保存するために設置する。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) は、設計基準対象施設として使用済燃料貯蔵槽の水温の著しい上昇又は水位の著しい低下を確実に検知し、自動的に警報するために設置する。</p> <p>・重大事故等対処設備</p> <p>重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置として使用する使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) は、以下の機能を有する。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) は、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置するとともに、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>また、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) は、重大事故等が発生し、計測機器 (非常用のものを含む。) の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-3-1「使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) は、設計基準対象施設として使用済燃料貯蔵プールの温度及び水位を計測するために必要な個数であり、当該温度及び水位を計測可能なように1個 (検出点14箇所) 設置する。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) は、設計基準対象施設として1個 (検出点 14 箇所) 設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		



### 3 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備

#### 3.1 燃料プール冷却浄化系

##### 3.1.1 熱交換器

名 称		燃料プール冷却浄化系熱交換器 (設計基準対象施設としてのみ 1, 2, 5, 6 号機共用)	
容 量 (設計熱交換量)	MW/個	□以上(1.92)	
最 高 使 用 圧 力	MPa	管側 1.57/胴側 1.37	
最 高 使 用 温 度	℃	管側 66, 77/胴側 70	
伝 熱 面 積	m <sup>2</sup> /個	□以上(□)	
個 数	—	2	
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設計基準対象施設 燃料プール冷却浄化系熱交換器は、設計基準対象施設として使用済燃料からの崩壊熱を除去し、使用済燃料貯蔵プールを冷却するために設置する。</li> <li>重大事故等対処設備 重大事故等時に、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プール冷却浄化系)として使用する燃料プール冷却浄化系熱交換器は、以下の機能を有する。</li> </ul> <p>燃料プール冷却浄化系熱交換器は、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は、重大事故等時において、使用済燃料貯蔵プールの水を燃料プール冷却浄化系ポンプにより燃料プール冷却浄化系熱交換器等を経由して循環させることで、使用済燃料貯蔵プールを冷却できる設計とする。</p> <p>1. 容量 (設計熱交換量) 設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系熱交換器の容量 (設計熱交換量) は、過去に取り出された使用済燃料と、燃料取替のため原子炉から1回分の取替え使用済燃料を取り出して使用済燃料貯蔵プールに貯蔵した場合に、取り出した使用済燃料から発生する崩壊熱の合計として定義する通常最大熱負荷 3.84 MW を 2 個の熱交換器で除去でき、使用済燃料貯蔵プール水温を 52℃以下に維持可能な容量として、□MW/個以上とする。</p> <p>燃料プール冷却浄化系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の容量 (設計熱交換</p>			

量)は、通常運転中に設計基準対象施設として有する使用済燃料貯蔵プールの除熱機能が喪失した場合に想定する使用済燃料貯蔵プールの熱負荷 2.57 MW\*を代替原子炉補機冷却系から冷却水が供給される1個の燃料プール冷却浄化系熱交換器で除去でき、使用済燃料貯蔵プール水温が重大事故等時における使用時の温度 77°C以下に維持可能な容量とする。

重大事故等時における使用済燃料貯蔵プールの熱交換量 2.57 MW を満足する必要伝熱面積が  m<sup>2</sup> に対し、設計基準対象施設として使用する場合の容量  MW を満足する必要伝熱面積は  m<sup>2</sup> であり、設計確認値としての伝熱面積  m<sup>2</sup> に包絡される。

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

公称値については、 1.92 MW/個とする。

注記\*：重大事故等時における使用済燃料貯蔵プールの熱負荷の算出については、VI-1-3-4「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」の「3.2 評価条件」を参照のこと。

## 2. 最高使用圧力

### 2.1 管側の最高使用圧力 1.57 MPa

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系熱交換器(管側)の最高使用圧力は、主配管「ろ過脱塩器バイパスライン合流部～燃料プール冷却浄化系熱交換器(設計基準対象施設としてのみ1,2,5,6号機共用)」の最高使用圧力と同じ1.57 MPaとする。

燃料プール冷却浄化系熱交換器(管側)を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「ろ過脱塩器バイパスライン合流部～燃料プール冷却浄化系熱交換器(設計基準対象施設としてのみ1,2,5,6号機共用)」の使用圧力と同じ1.57 MPaとする。

### 2.2 胴側の最高使用圧力 1.37 MPa

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系熱交換器(胴側)の最高使用圧力は、主配管「燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管分岐部～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)」及び「燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管分岐部～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)」の最高使用圧力と同じ1.37 MPaとする。

燃料プール冷却浄化系熱交換器(胴側)を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管分岐部～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)」及び「燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管分岐部～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)」の使用圧力と同じ1.37 MPaとする。

### 3. 最高使用温度

#### 3.1 管側の最高使用温度 66℃, 77℃

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系熱交換器（管側）の最高使用温度は、主配管「ろ過脱塩器バイパスライン合流部～燃料プール冷却浄化系熱交換器（設計基準対象施設としてのみ 1, 2, 5, 6 号機共用）」の最高使用温度と同じ 66℃とする。

燃料プール冷却浄化系熱交換器（管側）を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「ろ過脱塩器バイパスライン合流部～燃料プール冷却浄化系熱交換器（設計基準対象施設としてのみ 1, 2, 5, 6 号機共用）」の使用温度と同じ 77℃とする。

#### 3.2 胴側の最高使用温度 70℃

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系熱交換器（胴側）の最高使用温度は、主配管「燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) 入口配管分岐部～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)」及び「燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 入口配管分岐部～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)」の最高使用温度と同じ 70℃とする。

燃料プール冷却浄化系熱交換器（胴側）を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) 入口配管分岐部～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)」及び「燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 入口配管分岐部～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)」の使用温度と同じ 70℃とする。

### 4. 伝熱面積

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系熱交換器の伝熱面積は、設計基準対象施設として使用する場合の容量（設計熱交換量） MW を満足するために必要な伝熱面積が  m<sup>2</sup> であることから、これを上回る伝熱面積として  m<sup>2</sup>/個以上とする。

燃料プール冷却浄化系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の伝熱面積は、重大事故等時において使用する場合の熱交換量 2.57MW を満足するために必要な伝熱面積が  m<sup>2</sup> であることから、これを上回る伝熱面積として  m<sup>2</sup>/個以上とする。

公称値については、要求される伝熱面積を上回る  m<sup>2</sup>/個とする。

### 5. 個数

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

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

### 3.1.2 ポンプ

名 称		燃料プール冷却浄化系ポンプ (設計基準対象施設としてのみ 1, 2, 5, 6 号機共用)	
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	□以上 (250)	
揚 程	m	□以上 (80)	
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.57	
最 高 使 用 温 度	℃	66, 77	
原 動 機 出 力	kW/個	90	
個 数	—	2	
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設計基準対象施設</li> </ul> <p>燃料プール冷却浄化系ポンプは、設計基準対象施設としてスキマサージタンクから供給される使用済燃料貯蔵プール水を昇圧し、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器及び燃料プール冷却浄化系熱交換器に通した後、使用済燃料貯蔵プールに戻すために設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>重大事故等対処設備</li> </ul> <p>重大事故等時に、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プール冷却浄化系)として使用する燃料プール冷却浄化系ポンプは、以下の機能を有する。</p> <p>燃料プール冷却浄化系ポンプは、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は、重大事故等時において、使用済燃料貯蔵プール水を燃料プール冷却浄化系ポンプにより燃料プール冷却浄化系熱交換器等を経由して循環させることで、使用済燃料貯蔵プールを冷却できる設計とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量は、燃料プール冷却浄化系ポンプ 1 台で使用済燃料貯蔵プール水量を 1 日 2 回循環させる流量 192.5m<sup>3</sup>/h 及び、燃料プール冷却浄化系ポンプ 1 台で使用済燃料貯蔵プール、キャスクピット、原子炉ウエル及び蒸気乾燥器・気水分離器ピット水の合計に相当する水量を 1 日 1 回循環させる流量□m<sup>3</sup>/h を上回る容量として、□m<sup>3</sup>/h/個以上とする。</p> <p>燃料プール冷却浄化系ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、□m<sup>3</sup>/h/個以上とする。</p>			

公称値については、 250m<sup>3</sup>/h/個とする。

## 2. 揚程

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの揚程は、施設時と系統構成を含めて変わらないため、実揚程、機器圧力損失及び配管圧力損失を基に設定する。

実揚程	<input type="text"/> m
機器圧力損失	<input type="text"/> m
配管圧力損失	<input type="text"/> m
<hr/>	
合計	<input type="text"/> m

燃料プール冷却浄化系ポンプの揚程は、 m 以上とする。

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

公称値については、要求される揚程を上回る 80m とする。

## 3. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用圧力は、燃料プール冷却浄化系ポンプのピーク吸込圧力、静水圧及び燃料プール冷却浄化系ポンプ締切運転時の吐出圧力を基に設定する。

ピーク吸込圧力	約 0.129MPa
静水圧	約 0.194MPa
ポンプ締切運転時の吐出圧力	約 1.13MPa
<hr/>	
合計	約 1.45MPa

燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用圧力は、約 1.45MPa を上回る 1.57MPa 以上とする。

燃料プール冷却浄化系ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.57MPa とする。

## 4. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用温度は、主配管

「燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系分岐部～燃料プール冷却浄化系ポンプ（設計基準対象施設としてのみ 1, 2, 5, 6 号機共用）」の最高使用温度と同じ 66℃とする。

燃料プール冷却浄化系ポンプを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系分岐部～燃料プール冷却浄化系ポンプ（設計基準対象施設としてのみ 1, 2, 5, 6 号機共用）」の使用温度と同じ 77℃とする。

#### 5. 原動機出力

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

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

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

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

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

P : 軸動力 (kW)

$P_w$  : 水動力 (kW)

$\rho$  : 密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1000

g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

Q : 容量 (m<sup>3</sup>/s) = 250/3600

H : 揚程 (m) = 80

$\eta$  : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{250}{3600}\right) \times 80}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

定格流量点における燃料プール冷却浄化系ポンプの流量は 250m<sup>3</sup>/h、揚程は 80m であり、その時の燃料プール冷却浄化系ポンプの必要軸動力は、 kW となる。

以上より、燃料プール冷却浄化系ポンプの原動機出力は、必要軸動力  kW を上回る 90kW/個とする。

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

以上より、設計基準対象施設と同仕様で設計し、90kW/個とする。

#### 6. 個数

燃料プール冷却浄化系ポンプ（原動機含む。）は、設計基準対象施設としてスキマサージタンクから供給される使用済燃料貯蔵プール水を昇圧し、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器及び燃料プール冷却浄化系熱交換器に通した後、使用済燃料貯蔵プールに戻すために必要な個数である各系列に1個とし、合計2個設置する。

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



### 3.1.3 スキマサージ槽

名 称		スキマサージタンク (設計基準対象施設としてのみ 1, 2, 5, 6 号機共用)	
容 量	m <sup>3</sup> /個	23.8	
個 数	—	2	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設計基準対象施設 スキマサージタンクは、設計基準対象施設としてスキマ堰を超えて流出する使用済燃料貯蔵プール水を一時的に受け入れるために設置する。</li> <li>重大事故等対処設備 重大事故等時に、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（燃料プール冷却浄化系）として使用するスキマサージタンクは、以下の機能を有する。</li> </ul> <p>スキマサージタンクは、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は、重大事故等時において、使用済燃料貯蔵プールからスキマ堰を超えてスキマサージタンクに流入する水を、燃料プール冷却浄化系ポンプにより燃料プール冷却浄化系熱交換器等を経由して循環させることで、使用済燃料貯蔵プールを冷却できる設計とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>設計基準対象施設として使用するスキマサージタンクの容量は、使用済燃料輸送容器を燃料プールと連通しているキャスクピット水中に吊り込んだ時の排水量をスキマサージタンク 2 個で吸収するために必要な量 <input type="text"/> m<sup>3</sup>、通常運転時の水位変動幅及び計器誤差を考慮した量 <input type="text"/> m<sup>3</sup>、及び、燃料プール冷却浄化系ポンプの有効吸込水頭の確保を考慮した量 <input type="text"/> m<sup>3</sup> を基に設定しており、必要な容量は <input type="text"/> m<sup>3</sup> となる。</p> <p>以上より、スキマサージタンクの容量は <input type="text"/> m<sup>3</sup> を上回る 23.8m<sup>3</sup>/個とする。</p> <p>スキマサージタンクを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、23.8m<sup>3</sup>/個とする。</p>			

## 2. 個数

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

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

### 3.1.4 主配管

名 称		スキマサージタンク ～ 燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系分岐部 (設計基準対象施設としてのみ 1, 2, 5, 6 号機共用)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66, 77
外 径	mm	318.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、スキマサージタンクと燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としてスキマサージタンクから燃料プール冷却浄化系ポンプへ水を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、開放タンクのスキマサージタンクに接続する配管であるため、静水頭とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、静水頭とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、使用済燃料貯蔵プールの最大熱負荷時における使用済燃料貯蔵プールの制限水温 65℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系の使用温度である 77℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm とする。</p>		

名 称		燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系分岐部 ～ 燃料プール冷却浄化系ポンプ (設計基準対象施設としてのみ 1, 2, 5, 6 号機共用)
最高使用圧力	MPa	静水頭, 1.57
最高使用温度	℃	66, 77
外 径	mm	318.5, 216.3, 165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系分岐部と燃料プール冷却浄化系ポンプを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としてスキマサージタンクから燃料プール冷却浄化系ポンプへ水を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 静水頭</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、開放タンクのスキマサージタンクに接続する配管であるため、静水頭とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、静水頭とする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 1.57MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用圧力と同じ 1.57MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.57MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、使用済燃料貯蔵プールの最大熱負荷時における使用済燃料貯蔵プールの制限水温 65℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系の使用温度である 77℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 318.5mm, 216.3mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する燃料プー</p>		

ル冷却浄化系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm, 216.3mm とする。

### 3.2 外径 165.2mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、150A の管台と接続するため、接続する管台の外径と同じとし、165.2mm とする。

名 称		燃料プール冷却浄化系ポンプ(B) ～ 燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)吐出ライン分岐部 (設計基準対象施設としてのみ 1, 2, 5, 6 号機共用)
最高使用圧力	MPa	1.57
最高使用温度	℃	66, 77
外 径	mm	165.2, 216.3, 267.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)と燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)吐出ライン分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として燃料プール冷却浄化系ポンプから使用済燃料貯蔵プールへ水を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用圧力と同じ 1.57MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.57MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、使用済燃料貯蔵プールの最大熱負荷時における使用済燃料貯蔵プールの制限水温 65℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系の使用温度である 77℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 165.2mm, 216.3mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mm, 216.3mm とする。</p> <p>3.2 外径 267.4mm</p> <p>継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、250A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、267.4mm とする。</p>		

名 称		燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)吐出ライン分岐部 ～ 燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)吐出ライン合流部 (設計基準対象施設としてのみ 1, 2, 5, 6 号機共用)
最高使用圧力	MPa	1.57
最高使用温度	℃	66, 77
外 径	mm	267.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)吐出ライン分岐部と燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)吐出ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として燃料プール冷却浄化系ポンプから使用済燃料貯蔵プールへ水を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用圧力と同じ 1.57MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.57MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、使用済燃料貯蔵プールの最大熱負荷時における使用済燃料貯蔵プールの制限水温 65℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系の使用温度である 77℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm とする。</p>		

名 称		燃料プール冷却浄化系ポンプ(A) ～ 燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)吐出ライン合流部 (設計基準対象施設としてのみ 1, 2, 5, 6 号機共用)
最高使用圧力	MPa	1.57
最高使用温度	℃	66, 77
外 径	mm	165.2, 216.3, 267.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)と燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)吐出ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として燃料プール冷却浄化系ポンプから使用済燃料貯蔵プールへ水を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用圧力と同じ 1.57MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.57MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、使用済燃料貯蔵プールの最大熱負荷時における使用済燃料貯蔵プールの制限水温 65℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系の使用温度である 77℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mm, 216.3mm, 267.4mm とする。</p>		



名 称		燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)吐出ライン合流部 ～ ろ過脱塩器バイパスライン分岐部 (設計基準対象施設としてのみ 1, 2, 5, 6 号機共用)
最高使用圧力	MPa	1.57
最高使用温度	℃	66, 77
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)吐出ライン合流部とろ過脱塩器バイパスライン分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として燃料プール冷却浄化系ポンプから使用済燃料貯蔵プールへ水を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用圧力と同じ 1.57MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.57MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、使用済燃料貯蔵プールの最大熱負荷時における使用済燃料貯蔵プールの制限水温 65℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系の使用温度である 77℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm とする。</p>		

名 称		ろ過脱塩器出口ライン合流部 ～ ろ過脱塩器バイパスライン合流部 (設計基準対象施設としてのみ 1, 2, 5, 6 号機共用)
最高使用圧力	MPa	1.57
最高使用温度	℃	66, 77
外 径	mm	267.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、ろ過脱塩器出口ライン合流部とろ過脱塩器バイパスライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として燃料プール冷却浄化系ポンプから使用済燃料貯蔵プールへ水を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用圧力と同じ 1.57MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.57MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、使用済燃料貯蔵プールの最大熱負荷時における使用済燃料貯蔵プールの制限水温 65℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系の使用温度である 77℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm とする。</p>		

名 称		ろ過脱塩器バイパスライン合流部 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (設計基準対象施設としてのみ 1, 2, 5, 6 号機共用)	
最高使用圧力	MPa	1.57	
最高使用温度	℃	66, 77	
外 径	mm	267.4, 216.3	
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、ろ過脱塩器バイパスライン合流部と燃料プール冷却浄化系熱交換器を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として燃料プール冷却浄化系ポンプから使用済燃料貯蔵プールへ水を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用圧力と同じ 1.57MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.57MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、使用済燃料貯蔵プールの最大熱負荷時における使用済燃料貯蔵プールの制限水温 65℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系の使用温度である 77℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm, 216.3mm とする。</p>			

名 称		ろ過脱塩器バイパスライン分岐部 ～ ろ過脱塩器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.57
最高使用温度	℃	77
外 径	mm	267.4

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、ろ過脱塩器バイパスライン分岐部とろ過脱塩器出口ライン合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として燃料プール冷却浄化系ポンプから使用済燃料貯蔵プールへ水を供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系ポンプの使用圧力と同じ1.57MPaとする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系の使用温度である77℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、スキマサージタンクから供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4mmとする。

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

注記 \* : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

名 称		燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)吐出ライン分岐部 ～ ろ過脱塩器バイパスライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.57
最高使用温度	℃	77
外 径	mm	267.4

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)吐出ライン分岐部とろ過脱塩器バイパスライン合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として燃料プール冷却浄化系ポンプから使用済燃料貯蔵プールへ水を供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系ポンプの使用圧力と同じ1.57MPaとする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系の使用温度である77℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、スキマサージタンクから供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4mmとする。

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

注記 \*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

名 称		燃料プール冷却浄化系熱交換器 ～ G41-F015 (設計基準対象施設としてのみ 1, 2, 5, 6 号機共用)	
最高使用圧力	MPa	1.57	
最高使用温度	℃	66, 77	
外 径	mm	216.3, 267.4	
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器と G41-F015 を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として燃料プール冷却浄化系ポンプから使用済燃料貯蔵プールへ水を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用圧力と同じ 1.57MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.57MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、使用済燃料貯蔵プールの最大熱負荷時における使用済燃料貯蔵プールの制限水温 65℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系の使用温度である 77℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mm, 267.4mm とする。</p>			

名 称		G41-F015 ～ 燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系合流部 (設計基準対象施設としてのみ 1, 2, 5, 6 号機共用)
最高使用圧力	MPa	1.57
最高使用温度	℃	66, 77
外 径	mm	267.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、G41-F015 と燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として燃料プール冷却浄化系ポンプから使用済燃料貯蔵プールへ水を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用圧力と同じ 1.57MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.57MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、使用済燃料貯蔵プールの最大熱負荷時における使用済燃料貯蔵プールの制限水温 65℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系の使用温度である 77℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm とする。</p>		

名 称		燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系合流部 ～ 使用済燃料貯蔵プール (設計基準対象施設としてのみ 1, 2, 5, 6 号機共用)
最高使用圧力	MPa	1.57
最高使用温度	℃	66, 77
外 径	mm	267.4, 216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系合流部と使用済燃料貯蔵プールを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として燃料プール冷却浄化系ポンプから使用済燃料貯蔵プールへ水を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用圧力と同じ 1.57MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.57MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、使用済燃料貯蔵プールの最大熱負荷時における使用済燃料貯蔵プールの制限水温 65℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系の使用温度である 77℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm, 216.3mm とする。</p>		



### 3.2.3 主配管

名 称		使用済燃料貯蔵プール接続口（北） ～ 使用済燃料貯蔵プール接続口（北），（東）配管合流部
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3, 89.1, 114.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、使用済燃料貯蔵プール接続口（北）と使用済燃料貯蔵プール接続口（北），（東）配管合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により淡水又は海水を使用済燃料貯蔵プールへ注水又はスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 本配管を重大事故等時において使用する場合は、<input type="text"/> <input type="text"/> 2.0MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における可搬型代替注水ポンプ屋外用 20mホース及び可搬型代替注水ポンプ燃料プール代替注水用屋外 20mホースの使用温度と同じ 40℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合は、圧力損失が許容できる外径を選定する。 令和 2 年 10 月 14 日付け原規規発第 2010147 号にて認可された柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機の設計及び工事の計画の V-1-1-5-2 「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）」のうち、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の 2. 吐出圧力設定根拠の配管圧損算出条件である、76.3mm, 89.1mm, 114.3mm を本配管の外径とする。</p>		

名 称		使用済燃料貯蔵プール接続口（東） ～ 使用済燃料貯蔵プール接続口（北），（東）配管合流部
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3, 89.1
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、使用済燃料貯蔵プール接続口（東）と使用済燃料貯蔵プール接続口（北），（東）配管合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により淡水又は海水を使用済燃料貯蔵プールへ注水又はスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 150px; height: 1.2em; vertical-align: middle;"></span> <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 500px; height: 1.2em; vertical-align: middle;"></span> 2.0MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における可搬型代替注水ポンプ屋外用 20mホース及び可搬型代替注水ポンプ燃料プール代替注水用屋外 20mホースの使用温度と同じ 40℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失が許容できる外径を選定する。 令和 2 年 10 月 14 日付け原規規発第 2010147 号にて認可された柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機の設計及び工事の計画の V-1-1-5-2 「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）」のうち、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の 2. 吐出圧力設定根拠の配管圧損算出条件である、76.3mm, 89.1mm を本配管の外径とする。</p>		

名 称		使用済燃料貯蔵プール接続口（北），（東）配管合流部 ～ 常設スプレイヘッダ
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	89.1
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は，使用済燃料貯蔵プール接続口（北），（東）配管合流部と常設スプレイヘッダを接続する配管であり，重大事故等対処設備として可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により淡水又は海水を使用済燃料貯蔵プールへ注水又はスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 200px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span> <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 500px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span> 2.0MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における可搬型代替注水ポンプ屋外用 20mホース及び可搬型代替注水ポンプ燃料プール代替注水用屋外 20mホースの使用温度と同じ 40℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，圧力損失が許容できる外径を選定する。 令和 2 年 10 月 14 日付け原規規発第 2010147 号にて認可された柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機の設計及び工事の計画の V-1-1-5-2 「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）」のうち，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の 2. 吐出圧力設定根拠の配管圧損算出条件である，89.1mm を本配管の外径とする。</p>		

名 称		使用済燃料貯蔵プール可搬式接続口（南） ～ 使用済燃料貯蔵プール可搬式接続口（屋内南）
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	114.3, 165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b>  <b>（概要）</b>            本配管は、使用済燃料貯蔵プール可搬式接続口（南）と使用済燃料貯蔵プール可搬式接続口（屋内南）を接続する配管であり、重大事故等対処設備として可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により淡水又は海水を使用済燃料貯蔵プールへ注水又はスプレーするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力            本配管を重大事故等時において使用する場合は、<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 150px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span>  <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 650px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span></p> <p>2. 0MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度            本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホースの使用温度と同じ 40℃ とする。</p> <p>3. 外径            本配管を重大事故等時において使用する場合は、圧力損失が許容できる外径を選定する。            令和 2 年 10 月 14 日付け原規規発第 2010147 号にて認可された柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機の設計及び工事の計画の V-1-1-5-2 「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）」のうち、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の 2. 吐出圧力設定根拠の配管圧損算出条件である、114.3mm, 165.2mm を本配管の外径とする。</p>		

名 称		可搬型代替注水ポンプ屋内用 20m ホース	
最高使用圧力	MPa	2.0	
最高使用温度	℃	40	
外 径	—	75A	
個 数	—	36 (予備 1)	
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本ホースは、使用済燃料貯蔵プール可搬式接続口（屋内南）又は可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホースと可搬型スプレイヘッド、復水補給水系可搬式接続口（屋内東）と復水補給水系可搬式接続口（屋内西）を接続するホースであり、重大事故等対処設備として可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により淡水又は海水を使用済燃料貯蔵プール、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により淡水又は海水を使用済燃料貯蔵プール、原子炉圧力容器若しくは原子炉格納容器へ注水又はスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 本ホースを重大事故等時において使用する場合の圧力は、<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 150px; height: 15px;"></span> <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 150px; height: 15px;"></span> 2.0MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度 本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において有効性を確認している代替淡水源の温度と同じ 40℃とする。</p> <p>3. 外径 本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失が許容できる外径を選定する。 令和 2 年 10 月 14 日付け原規規発第 2010147 号にて認可された柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機の設計及び工事の計画の V-1-1-5-2 「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）」のうち、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の 2. 吐出圧力設定根拠のホース圧損算出条件である、75A（呼び径）を本ホースの外径とする。</p> <p>4. 個数 本ホースの保有数は、本数が最大となる、重大事故等対処設備として可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホースと可搬型スプレイヘッド及び復水補給水系可搬式接続口（屋内東）と復水補給水系可搬式接続口（屋内西）を同時に接続するために必要な本数であり、可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホースから可搬型スプレイヘッドに接続するために必要な 12 本に、復水補給水</p>			

系可搬式接続口（屋内東）から復水補給水系可搬式接続口（屋内西）に接続するために必要な6本を加えた18本を2セット合計36本に、本ホースは保守点検中にも使用可能であるため、保守点検による待機除外時のバックアップは考慮せずに、故障時のバックアップ用として予備1本とし、分散して保管する。

VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書  
(原子炉冷却系統施設)

## 目 次

1. 概要	1
2. 原子炉冷却材の循環設備	2
2.1 主蒸気系	2
2.1.1 容器	2
2.1.2 安全弁及び逃がし弁	9
2.1.3 主配管	14
2.2 復水給水系	29
2.2.1 主配管	29
3. 残留熱除去設備	37
3.1 残留熱除去系	37
3.1.1 熱交換器	37
3.1.2 ポンプ	43
3.1.3 ろ過装置	49
3.1.4 安全弁及び逃がし弁	53
3.1.5 主要弁	58
3.1.6 主配管	59
4. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	140
4.1 高圧炉心注水系	140
4.1.1 ポンプ	140
4.1.2 ろ過装置	145
4.1.3 安全弁及び逃がし弁	147
4.1.4 主配管	148
4.2 原子炉隔離時冷却系	178
4.2.1 ポンプ	178
4.2.2 ろ過装置	182
4.2.3 安全弁及び逃がし弁	184
4.2.4 主配管	185
4.3 高圧代替注水系	195
4.3.1 ポンプ	195
4.3.2 主配管	198
4.4 低圧代替注水系	208
4.4.1 主配管	208
4.5 水の供給設備	242
4.5.1 主配管	242
5. 原子炉冷却材補給設備	243
5.1 補給水系	243
5.1.1 ポンプ	243



5.1.2	貯蔵槽	251
5.1.3	主配管	255
6.	原子炉補機冷却設備	262
6.1	原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系	262
6.1.1	熱交換器	262
6.1.2	ポンプ	269
6.1.3	容器	279
6.1.4	ろ過装置	282
6.1.5	主配管	284
6.2	代替原子炉補機冷却系	422
6.2.1	ポンプ	422
6.2.2	主配管	432
7.	原子炉冷却材浄化設備	440
7.1	原子炉冷却材浄化系	440
7.1.1	主要弁	440
7.1.2	主配管	441

## 1. 概要

本資料は、原子炉冷却系統施設の申請設備に係る仕様設定根拠について説明するものである。

以下の設備の設備別記載事項の設定根拠に関する説明は、令和2年10月14日付け原規発第2010147号にて認可された柏崎刈羽原子力発電所第7号機の設計及び工事の計画のV-1-1-5-3「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）」による。

- ・大容量送水車（海水取水用）（7号機設備，6,7号機共用）
- ・大容量送水車（海水取水用）吸込20mホース（7号機設備，6,7号機共用）
- ・大容量送水車海水用5m,10m,50mホース（7号機設備，6,7号機共用）
- ・熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器（7号機設備，6,7号機共用）
- ・大容量送水車（熱交換器ユニット用）（7号機設備，6,7号機共用）
- ・熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却海水ストレナ（7号機設備，6,7号機共用）
- ・熱交換器ユニット淡水用5mフレキシブルホース（7号機設備，6,7号機共用）
- ・大容量送水車（熱交換器ユニット用）吸込20mホース（7号機設備，6,7号機共用）
- ・熱交換器ユニット海水用10m,25m,50mホース（7号機設備，6,7号機共用）

## 2. 原子炉冷却材の循環設備

### 2.1 主蒸気系

#### 2.1.1 容器

名 称		主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ
容 量	L/個	□(15)
最高使用圧力	MPa	1.77, 2.00
最高使用温度		171
個 数		18
<p><b>【設 定 根 拠】</b>            (概要)</p> <p>・設計基準対象施設            主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、設計基準対象施設として主蒸気逃がし安全弁の駆動源である高圧窒素ガス供給系が機能喪失した場合でも、主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能としての開操作を行うために設置する。</p> <p>・重大事故等対処設備            重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）として使用する主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、以下の機能を有する。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために設置する。</p> <p>系統構成は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータに蓄圧された窒素をピストンに供給することにより主蒸気逃がし安全弁を開放し、原子炉圧力容器を減圧できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち制御用空気設備（逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧設備）として使用する主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、以下の機能を有する。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために設置する。</p> <p>系統構成は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータを高圧窒素ガスポンペに蓄圧された窒素をピストンに供給する流路として使用することで主蒸気逃がし安全弁を開放し、原子炉圧力容器を減圧できる設計とする。</p>		

1. 容量

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータからシリンダへの作動ガスは断熱変化 ( $PV^k = \text{一定}$ ) を仮定し、アキュムレータ容量を決定する。

主蒸気逃がし安全弁全開時のアキュムレータ圧力がシリンダ圧力に対して臨界圧力以上となるようアキュムレータ容量を決定する。

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

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

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

$$\begin{aligned} V_a &= V_{a1} + V_{a2} \\ P_{a0} \cdot V_{a1}^k &= P_{a1} \cdot V_a^k & V_{a1} &= (P_{a1}/P_{a0})^{1/k} \cdot V_a \\ P_{a0} \cdot V_{a2}^k &= P_c \cdot V_c^k & V_{a2} &= (P_c/P_{a0})^{1/k} \cdot V_c \end{aligned}$$

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

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

次に、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能は急速開要求をもつため、アキュムレータからシリンダへの作動ガスが臨界流で流れるように、下記の式を用いて主蒸気逃がし安全弁全開時のアキュムレータ内圧力を算出する。

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

$V_a$  : アキュムレータ容量 (L)

$V_c$  : 主蒸気逃がし安全弁全開時シリンダ容量 (L) =

$K$  : 断熱指数 =  (  )

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

=

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

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

上記から、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの必要容量は下記となる。

$V_a =$

上記から、設計基準対象施設として主蒸気逃がし安全弁逃がし機能用アキュムレータの容量は  L を上回る  L/個とする。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し  L/個とする。

公称値については、要求される容量を上回る 15L/個とする。

## 2. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力は、主配管「B21-F029A,B,C,D,E,F,G,H,J,K,L,M,N,P,R,S,T,U～主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部」の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「B21-F029A,B,C,D,E,F,G,H,J,K,L,M,N,P,R,S,T,U～主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部」の使用圧力と同じ 2.00MPa とする。

## 3. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171 とする。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）で主蒸気逃がし安全弁の減圧機能使用時におけるドライウェル温度が最大となる事故シーケンスグループである格納容器雰囲気直接加熱 / 溶融燃料 - 冷却材相互作用等において約  であることから、それを上回る 171 とする。

## 4. 個数

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、設計基準対象施設として高圧窒素が

ス供給系が機能喪失した場合でも、主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能としての開操作を行うために必要な個数として 18 個設置する。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、設計基準対象施設として 18 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ
容 量	L/個	□ (200)
最高使用圧力	MPa	1.77, 2.00
最高使用温度		171
個 数		8
<p><b>【設 定 根 拠】</b>            (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設                主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、設計基準対象施設として主蒸気逃がし安全弁の駆動源である高圧窒素ガス供給系が機能喪失した場合でも、主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能としての開操作を行うために設置する。</li> <li>・重大事故等対処設備                重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）として使用する主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、以下の機能を有する。                 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために設置する。                 系統構成は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの窒素をピストンに供給することにより主蒸気逃がし安全弁を開放し、原子炉圧力容器を減圧できる設計とする。                 重大事故等時に計測制御系統施設のうち制御用空気設備（逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧設備）として使用する主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、以下の機能を有する。                 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために設置する。                 系統構成は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータを高圧窒素ガスポンベから窒素をピストンに供給する流路として使用することで主蒸気逃がし安全弁を開放し、原子炉圧力容器を減圧できる設計とする。</li> </ul> <p>1. 容量                主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータからシリンダへの作動ガスは断熱変化（<math>PV^k = \text{一定}</math>）を仮定し、アキュムレータ容量を決定する。</p>		

弁作動後のアキュムレータ圧力とシリンダ圧力はバランスが取れて等しいとする。

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの容量の設定には，原子炉格納容器設計圧力である原子炉格納容器圧力 310kPa で  回動作可能及び原子炉格納容器圧力高信号の設定圧力である原子炉格納容器圧力 13.7kPa で  回動作可能な事を考慮する。

$$P_{a0} \cdot V_a^{n \cdot K} = P_c \cdot (V_a + V_c)^{n \cdot K}$$

上記の式から，必要アキュムレータ容量の算出式が求まる。

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

$V_a$  : アキュムレータ容量 (L)

原子炉格納容器圧力 310kPa における主蒸気逃がし安全弁  回動作に関する各値は

$V_c$  : 主蒸気逃がし安全弁全開時シリンダ容量 (L) =

$n$  : 主蒸気逃がし安全弁作動回数 =

$K$  : 断熱指数 =  (  )

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

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

上記の式及び値により原子炉格納容器圧力 310kPa で  回動作における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの必要容量は下記となる。

$$V_a = \text{$$

原子炉格納容器圧力 13.7kPa における主蒸気逃がし安全弁  回動作に関する各値は

$V_c$  : 主蒸気逃がし安全弁全開時シリンダ容量 (L) =

$n$  : 主蒸気逃がし安全弁作動回数 =

$K$  : 断熱指数 =  (  )

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

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

上記の式及び値により原子炉格納容器圧力 13.7kPa で  回動作における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの必要容量は下記となる。

$$V_a = \text{$$



上記から，設計基準対象施設として主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの容量は  L/個とする。

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータを重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計し， L/個とする。

公称値については，要求される容量を上回る 200L/個とする。

## 2. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力は，主配管「B21-F026A,C,F,H,L,N,R,T～主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部」の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータを重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における主配管「B21-F026A,C,F,H,L,N,R,T～主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部」の使用圧力と同じ 2.00MPa とする。

## 3. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度は，原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171 とする。

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータを重大事故等時において使用する場合は，重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）で主蒸気逃がし安全弁の減圧機能使用時におけるドライウェル温度が最大となる事故シーケンスグループである格納容器雰囲気直接加熱 / 溶融燃料 - 冷却材相互作用等において約  であることから，それを上回る 171 とする。

## 4. 個数

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは，設計基準対象施設として高圧窒素ガス供給系が機能喪失した場合でも，主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能としての開操作を行うために必要な個数として 8 個設置する。

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは，設計基準対象施設として 8 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

2.1.2 安全弁及び逃がし弁

名 称		B21-F001A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U (主蒸気逃がし安全弁)	
吹 出 圧 力	逃がし弁機能		
	B21-F001P	MPa	7.51
	B21-F001J	MPa	7.58
	B21-F001B, G, M, S	MPa	7.64
	B21-F001D, E, K, U	MPa	7.71
	B21-F001C, H, N, T	MPa	7.78
	B21-F001A, F, L, R	MPa	7.85
	安全弁機能		
	B21-F001J, P	MPa	7.92
	B21-F001B, G, M, S	MPa	7.99
	B21-F001D, E, K, U	MPa	8.06
	B21-F001C, H, N, T	MPa	8.12
	B21-F001A, F, L, R	MPa	8.19
	個 数	—	18 (8) (予備 18)
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設計基準対象施設 主蒸気逃がし安全弁は、設計基準対象施設として運転時の異常な過渡変化及び事故時において、逃がし弁機能及び安全弁機能によって自動的に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバの水面下に放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</li> <li>重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）として使用する主蒸気逃がし安全弁は、以下の機能を有する。  主蒸気逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。  系統構成は、原子炉水位を維持することが出来ない場合に、原子炉格納容器内の主蒸気管に18個設置した主蒸気逃がし安全弁を開放し、原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバの水面下に放出し原子炉压力容器を減圧するとともに、残留熱除去系（低圧注水モード）による注水ができる設計とする。</li> </ul>			

また、18個の主蒸気逃がし安全弁のうち、自動減圧機能を有する弁8個（B21-F001A, C, F, H, L, N, R, T）を設ける設計とする。

## 1. 吹出圧力

### 1.1 逃がし弁機能

#### 1.1.1 第1段吹出圧力 7.51MPa

設計基準対象施設として逃がし弁機能を使用する場合の第1段吹出圧力は、原子炉圧力高スクラム発生以前に主蒸気逃がし安全弁が開することのないように、原子炉圧力高スクラム設定値（7.34MPa）を上回る7.51MPaとする。

逃がし弁機能を重大事故等時において使用する場合の第1段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、7.51MPaとする。

#### 1.1.2 第2段吹出圧力 7.58MPa

設計基準対象施設として逃がし弁機能を使用する場合の第2段吹出圧力は、主蒸気逃がし安全弁を同時に動作させない観点で第1段吹出圧力（7.51MPa）を上回る7.58MPaとする。

逃がし弁機能を重大事故等時において使用する場合の第2段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、7.58MPaとする。

#### 1.1.3 第3段吹出圧力 7.64MPa

設計基準対象施設として逃がし弁機能を使用する場合の第3段吹出圧力は、主蒸気逃がし安全弁を同時に動作させない観点で第2段吹出圧力（7.58MPa）を上回る7.64MPaとする。

逃がし弁機能を重大事故等時において使用する場合の第3段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、7.64MPaとする。

#### 1.1.4 第4段吹出圧力 7.71MPa

設計基準対象施設として逃がし弁機能を使用する場合の第4段吹出圧力は、主蒸気逃がし安全弁を同時に動作させない観点で第3段吹出圧力（7.64MPa）を上回る7.71MPaとする。

逃がし弁機能を重大事故等時において使用する場合の第4段吹出圧力は、設計基準対

象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、7.71MPa とする。

#### 1.1.5 第5段吹出圧力 7.78MPa

設計基準対象施設として逃がし弁機能を使用する場合の第5段吹出圧力は、主蒸気逃がし安全弁を同時に動作させない観点で第4段吹出圧力(7.71MPa)を上回る7.78MPa とする。

逃がし弁機能を重大事故等時において使用する場合の第5段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、7.78MPa とする。

#### 1.1.6 第6段吹出圧力 7.85MPa

設計基準対象施設として逃がし弁機能を使用する場合の第6段吹出圧力は、主蒸気逃がし安全弁を同時に動作させない観点で第5段吹出圧力(7.78MPa)を上回る7.85MPa とする。

逃がし弁機能を重大事故等時において使用する場合の第6段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、7.85MPa とする。

### 1.2 安全弁機能

#### 1.2.1 第1段吹出圧力 7.92MPa

設計基準対象施設として安全弁機能を使用する場合の第1段吹出圧力は、第1段の逃がし弁機能より先に安全弁機能を動作させない観点で、逃がし弁機能を使用する場合の第1段吹出圧力(7.51MPa)を上回る7.92MPa とする。

安全弁機能を重大事故等時において使用する場合の第1段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、7.92MPa とする。

#### 1.2.2 第2段吹出圧力 7.99MPa

設計基準対象施設として安全弁機能を使用する場合の第2段吹出圧力は、主蒸気逃がし安全弁を同時に動作させない観点で、第1段吹出圧力(7.92MPa)を上回る7.99MPa とする。

安全弁機能を重大事故等時において使用する場合の第2段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、7.99MPa とす

る。

### 1.2.3 第3段吹出圧力 8.06MPa

設計基準対象施設として安全弁機能を使用する場合の第3段吹出圧力は、主蒸気逃がし安全弁を同時に動作させない観点で、第2段吹出圧力(7.99MPa)を上回る8.06MPaとする。

安全弁機能を重大事故等時において使用する場合の第3段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、8.06MPaとする。

### 1.2.4 第4段吹出圧力 8.12MPa

設計基準対象施設として安全弁機能を使用する場合の第4段吹出圧力は、主蒸気逃がし安全弁を同時に動作させない観点で、第3段吹出圧力(8.06MPa)を上回る8.12MPaとする。

安全弁機能を重大事故等時において使用する場合の第4段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、8.12MPaとする。

### 1.2.5 第5段吹出圧力 8.19MPa

設計基準対象施設として安全弁機能を使用する場合の第5段吹出圧力は、主蒸気逃がし安全弁を同時に動作させない観点で、第4段吹出圧力(8.12MPa)を上回る8.19MPaとする。

安全弁機能を重大事故等時において使用する場合の第5段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、8.19MPaとする。

## 2. 個数

主蒸気逃がし安全弁は、設計基準対象施設として原子炉圧力容器の過圧を防止するために必要な個数である、4系統の主蒸気管のうち主蒸気管Aに4個(うち2個は自動減圧機能を有する弁)、主蒸気管Bに5個(うち2個は自動減圧機能を有する弁)、主蒸気管Cに5個(うち2個は自動減圧機能を有する弁)、主蒸気管Dに4個(うち2個は自動減圧機能を有する弁)とし、合計18個(うち8個は自動減圧機能を有する弁)設置し、保守点検用の予備品として18個保管する。

主蒸気逃がし安全弁は、設計基準対象施設として18個設置しているものを重大事故等対処

設備として使用する。

### 2.1.3 主配管

名 称		原子炉压力容器 ～ 原子炉隔離時冷却系分岐部
最高使用圧力	MPa	8.62, 9.22
最高使用温度	℃	302, 306
外 径	mm	711.2, 165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉压力容器と原子炉隔離時冷却系分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービン及び原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービンに導くため及び原子炉压力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器を減圧するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器で発生した蒸気を原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン及び高圧代替注水系ポンプに導くために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ9.22MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ306℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 711.2mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する高圧代替注水系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン及び高圧代替注水系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、711.2mmとする。</p>		

### 3.2 外径 165.2mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は、150A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、165.2mm とする。



名 称		B21-F001A, C, F, H, L, N, R, T ～ 逃がし安全弁排気管貫通部
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	250
外 径	mm	267.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、B21-F001A, C, F, H, L, N, R, T と逃がし安全弁排気管貫通部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁作動時の排気圧を上回る 3.73MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.73MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、最高使用圧力の飽和温度以上とし 250℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、250℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の外径は、主蒸気逃がし安全弁動作時の主蒸気逃がし安全弁背圧が過大にならないように外径を 267.4mm と選定している。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は設計基準対象施設の外径と同仕様とする。</p>		

名 称		逃がし安全弁排気管貫通部 ～ サプレッションチェンバ
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	250
外 径	mm	267.4, 318.5, 563.0, 609.6, 399.6, 322.0
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、逃がし安全弁排気管貫通部とサプレッションチェンバを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁作動時の排気圧を上回る 3.73MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.73MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、最高使用圧力の飽和温度以上とし 250℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、250℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 267.4mm, 318.5mm, 563.0mm, 609.6mm</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の外径は、主蒸気逃がし安全弁動作時の主蒸気逃がし安全弁背圧が過大にならないように外径を 267.4mm, 318.5mm と選定している。</p> <p>また、蒸気凝縮性能を確保するために外径を設定しており、クエンチャに蒸気凝縮に必要な間隔を保って穴を配列するのに十分な寸法として外径を 318.5mm とする。</p> <p>さらに、外径 318.5mm の配管を 4 本取り付けするのに十分な寸法として外径を 563.0mm, 609.6mm とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は設計基</p>		

準対象施設の外径と同仕様とする。

3.2 外径 399.6mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、399.6mm とする。

3.3 外径 322.0mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、322.0mm とする。

名 称		B21-F001B, D, E, G, J, K, M, P, S, U ～ サブプレッションチェンバ
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	250
外 径	mm	267.4, 318.5, 563.0, 609.6, 399.6, 322.0
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、B21-F001B, D, E, G, J, K, M, P, S, U とサブプレッションチェンバを接続する配管であり、重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサブプレッションチェンバへ放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、主蒸気逃がし安全弁作動時の排気圧力を上回る 3.73MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、使用圧力の飽和温度以上とし 250℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 267.4mm, 318.5mm, 563.0mm, 609.6mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、主蒸気逃がし安全弁動作時の主蒸気逃がし安全弁背圧が過大にならないように外径を 267.4mm, 318.5mm と選定している。</p> <p>また、蒸気凝縮性能を確保するために外径を設定しており、クエンチャに蒸気凝縮に必要な間隔を保って穴を配列するのに十分な寸法として外径を 318.5mm とする。</p> <p>さらに、外径 318.5mm の配管を 4 本取り付けするのに十分な寸法として外径を 563.0mm, 609.6mm とする。</p> <p>3.2 外径 399.6mm</p> <p>管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、399.6mm とする。</p> <p>3.3 外径 322.0mm</p> <p>管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、322.0mm とする。</p>		

名 称		主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ ～ 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.77, 2.00
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータと主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として主蒸気逃がし安全弁駆動用窒素ガスを主蒸気逃がし安全弁へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「B21-F029A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U～主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部」の最高使用圧力と同じ1.77MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「B21-F029A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U～主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部」の使用圧力と同じ2.00MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ171℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、想定する重大事故で主たる機能を果たすべき運転状態において生ずる最高の温度である約 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span>℃を上回る値とし、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ171℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、本配管の外径は、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mmとする。</p>		

名 称		B21-F029A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U ～ 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.77, 2.00
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5

【設 定 根 拠】

(概要)

本配管は、B21-F029A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U と主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として主蒸気逃がし安全弁駆動用窒素ガスを主蒸気逃がし安全弁へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、設計基準事故において生じる最高の温度である  ℃において窒素ガスの熱膨張で受ける圧力  MPa を上回る、不活性ガス系主配管の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時の使用温度において窒素ガスの熱膨張で受ける圧力 1.91MPa を上回る 2.00MPa とする。

2. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、設計基準事故において生じる最高の温度である  ℃を上回る値とし、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、想定する重大事故等で主たる機能を果たすべき運転状態において生ずる最高の温度である約  ℃を上回る値とし、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、本配管の外径は、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mm とする。

名 称		主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部 ～ B21-F001A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U
最高使用圧力	MPa	1.77, 2.00
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部と B21-F001A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として主蒸気逃がし安全弁駆動用窒素ガスを主蒸気逃がし安全弁へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「B21-F029A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U～主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部」の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「B21-F029A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U～主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部」の使用圧力と同じ 2.00MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、想定する重大事故で主たる機能を果たすべき運転状態において生ずる最高の温度である約 <input type="text" value="171"/>℃ を上回る値とし、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 60.5mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mm とする。</p> <p>3.2 外径 61.5mm</p>		

伸縮継手の外径。本伸縮継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、50A の管と接続するため、施工性及びメーカー仕様に基づいて選定し、61.5mm とする。



名 称		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ ～ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.77, 2.00
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータと主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として主蒸気逃がし安全弁駆動用窒素ガスを主蒸気逃がし安全弁へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「B21-F026A, C, F, H, L, N, R, T～主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部」の最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「B21-F026A, C, F, H, L, N, R, T～主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部」の使用圧力と同じ 2.00MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、想定する重大事故で主たる機能を果たすべき運転状態において生ずる最高の温度である約 <input type="text" value="171"/>℃ を上回る値とし、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mm とする。</p>		

名 称		B21-F026A, C, F, H, L, N, R, T ～ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.77, 2.00
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5

【設 定 根 拠】

(概要)

本配管は、B21-F026A, C, F, H, L, N, R, T と主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として主蒸気逃がし安全弁駆動用窒素ガスを主蒸気逃がし安全弁へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、設計基準事故において生じる最高の温度である  ℃において窒素ガスの熱膨張で受ける圧力  MPa を上回る、不活性ガス系主配管の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時の使用温度において窒素ガスの熱膨張で受ける圧力 1.91MPa を上回る 2.00MPa とする。

2. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、設計基準事故において生じる最高の温度である  ℃を上回る値とし、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、想定する重大事故で主たる機能を果たすべき運転状態において生ずる最高の温度である約  ℃を上回る値とし、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mm とする。

名 称		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部 ～ B21-F001A, C, F, H, L, N, R, T
最高使用圧力	MPa	1.77, 2.00
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部と B21-F001A, C, F, H, L, N, R, T を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として主蒸気逃がし安全弁駆動用窒素ガスを主蒸気逃がし安全弁へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「B21-F026A, C, F, H, L, N, R, T～主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部」の最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「B21-F026A, C, F, H, L, N, R, T～主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部」の使用圧力と同じ 2.00MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、想定する重大事故で主たる機能を果たすべき運転状態において生ずる最高の温度である約 <input type="text" value="171"/>℃ を上回る値とし、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 60.5mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mm とする。</p>		

### 3.2 外径 61.5mm

伸縮継手の外径。本伸縮継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、50A の管と接続するため、施工性及びメーカー仕様に基づいて選定し、61.5mm とする。

## 2.2 復水給水系

### 2.2.1 主配管

名 称		代替注水配管復水給水系(A)合流部 ～ 原子炉压力容器
最高使用圧力	MPa	8.62, 9.22
最高使用温度	℃	302, 306
外 径	mm	558.8, 318.5, 267.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、代替注水配管復水給水系(A)合流部と原子炉压力容器を接続する配管であり、設計基準対象施設として復水器からの復水を原子炉压力容器へ給水し、原子炉压力容器の水位を所定の位置に保つため及び残留熱除去系ポンプにより冷却水を原子炉压力容器へ注水するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、残留熱除去系ポンプ、高圧代替注水系ポンプ及び復水移送ポンプにより冷却水を原子炉压力容器へ注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 8.62MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、8.62MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 8.62MPa, 9.22MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉压力容器の重大事故等時における使用圧力と同じ9.22MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 302℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方</p>		

法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、302℃とする。

## 2.2 最高使用温度 302℃, 306℃

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

本配管を重大事故等時において使用する場合は、原子炉压力容器の重大事故等時における使用温度と同じ306℃とする。

## 3. 外径

### 3.1 外径 558.8mm, 318.5mm

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプ、高圧代替注水系ポンプ及び復水移送ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプ、高圧代替注水系ポンプ及び復水移送ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は原子炉給水ポンプの容量以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、558.8mm, 318.5mmとする。

### 3.2 外径 267.4mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合は、250Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、267.4mmとする。

名 称		原子炉隔離時冷却系配管復水給水系(B)合流部 ～ 原子炉压力容器
最高使用圧力	MPa	8.62, 9.22
最高使用温度	℃	302, 306
外 径	mm	558.8, 318.5, 165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉隔離時冷却系配管復水給水系(B)合流部と原子炉压力容器を接続する配管であり、設計基準対象施設として復水器からの復水を原子炉压力容器へ給水し、原子炉压力容器の水位を所定の位置に保つため及び原子炉隔離時冷却系ポンプにより冷却水を原子炉压力容器へ注水するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉隔離時冷却系ポンプにより冷却水を原子炉压力容器へ注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 8.62MPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、8.62MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 8.62MPa, 9.22MPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉压力容器の重大事故等時における使用圧力と同じ9.22MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 302℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、302℃とする。</p>		

## 2.2 最高使用温度 302℃, 306℃

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

本配管を重大事故等時において使用する場合は、原子炉压力容器の重大事故等時における使用温度と同じ306℃とする。

## 3. 外径

### 3.1 外径 558.8mm, 318.5mm

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は原子炉給水ポンプの容量以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、558.8mm, 318.5mm とする。

### 3.2 外径 165.2mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合は、150A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、165.2mm とする。



名 称		代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部 ～ 代替注水配管復水給水系 (A) 合流部
最高使用圧力	MPa	8.62
最高使用温度	℃	302
外 径	mm	267.4, 165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部と代替注水配管復水給水系 (A) 合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として残留熱除去系ポンプにより冷却水を原子炉圧力容器へ注水し、原子炉圧力容器の水位を所定の位置に保つために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、残留熱除去系ポンプ、高圧代替注水系ポンプ及び復水移送ポンプにより冷却水を原子炉圧力容器へ注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、8.62MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、302℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 267.4mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も容量の大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm とする。</p> <p>3.2 外径 165.2mm</p> <p>継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、150A の管と接続する</p>		

ため、接続する管の外径と同じとし、165.2mm とする。

名 称		原子炉隔離時冷却系 B21-F056B 出口合流部 ～ 原子炉隔離時冷却系配管復水給水系(B)合流部
最高使用圧力	MPa	8.62
最高使用温度	℃	302
外 径	mm	165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉隔離時冷却系 B21-F056B 出口合流部と原子炉隔離時冷却系配管復水給水系(B)合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉隔離時冷却系ポンプにより冷却水を原子炉圧力容器へ注水し、原子炉圧力容器の水位を所定の位置に保つために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉隔離時冷却系ポンプにより冷却水を原子炉圧力容器へ注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、8.62MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、302℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mm とする。</p>		

名 称		高压代替注水配管合流部 ～ 代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部				
最高使用圧力	MPa	8.62				
最高使用温度	℃	302				
外 径	mm	165.2				
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、高压代替注水配管合流部と代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉冷却材浄化系ポンプで昇圧した原子炉水を原子炉压力容器へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、高压代替注水系ポンプから冷却水を原子炉压力容器へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、8.62MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、302℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2mm とする。</p>						
外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量 D (m <sup>3</sup> /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	14.3	150	0.01466	182	3.4	<div style="border: 1px solid black; width: 40px; height: 15px; margin: 0 auto;"></div>

注記 \* : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

3. 残留熱除去設備

3.1 残留熱除去系

3.1.1 熱交換器

名 称		残留熱除去系熱交換器
容 量 (設計熱交換量)	MW/個	□ 以上 (8.15)
最高使用圧力	MPa	管側 3.43/胴側 1.37
最高使用温度	℃	管側 182/胴側 70, 90
伝 熱 面 積	m <sup>2</sup> /個	□ 以上 (□)
個 数	—	3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>・設計基準対象施設</p> <p>残留熱除去系熱交換器(A)は、設計基準対象施設として通常の原子炉停止時及び復水器が使用できない時の炉心の崩壊熱及びその他の残留熱の除去並びに原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし、下記のモード・機能の際に熱を除去するために設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 原子炉停止時冷却モード</li> <li>② 低圧注水モード</li> <li>③ サプレッションチェンバプール水冷却モード</li> <li>④ 燃料プール冷却機能</li> </ul> <p>残留熱除去系熱交換器(B), (C)は、設計基準対象施設として通常の原子炉停止時及び復水器が使用できない時の炉心の崩壊熱及びその他の残留熱の除去並びに原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし、下記のモード・機能の際に熱を除去するために設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 原子炉停止時冷却モード</li> <li>② 低圧注水モード</li> <li>③ 格納容器スプレイ冷却モード</li> <li>④ サプレッションチェンバプール水冷却モード</li> <li>⑤ 燃料プール冷却機能</li> </ul> <p>・重大事故等対処設備</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）として使用する残留熱除去系熱交換器は、以下の機能を有する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 原子炉停止時冷却モード</li> </ul> <p>残留熱除去系熱交換器は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。また、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が</p>		

喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するために設置する。

系統構成は、原子炉冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器を経由して原子炉圧力容器に戻すことにより炉心を冷却できる設計とする。

(2) 格納容器スプレイ冷却モード

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

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

(3) サプレッションチェンバプール水冷却モード

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

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

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

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

系統構成は、残留熱除去系ポンプにより、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

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

残留熱除去系熱交換器(B), (C)は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器

の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

系統構成は、残留熱除去系ポンプ(B)、(C)によりサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器(B)、(C)を経由してドライウエル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレーすることで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

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

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

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナで異物をろ過し、残留熱除去系ポンプにより残留熱除去系熱交換器を経由してサブプレッションチェンバ内に戻し、サブプレッションチェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

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

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

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ポンプ(B)を流路として使用し、復水移送ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器(B)にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレーすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

#### 1. 容量（設計熱交換量）

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器の容量（設計熱交換量）は、残留熱除去系のモード・機能に必要な容量から算出される熱交換器伝熱面積を考慮して決定する。

各モード・機能における熱交換量と冷却水温度を考慮すると、必要伝熱面積は格納容器スプレー冷却モードで最大の  m<sup>2</sup> となる。（表1参照）したがって、格納容器スプレー冷却モードの必要熱交換量  MW/個を残留熱除去系熱交換器の容量（設計熱交換量）とする。



表1 残留熱除去系熱交換器に対する必要伝熱面積

運転モード	格納容器スプレイ冷却モード
熱交換器1個当たりの必要熱交換量 (MW/個)	
被冷却水流量 (kg/h)	
被冷却水温度 (°C)	
冷却水流量 (kg/h)	
冷却水温度 (°C)	
必要伝熱面積 (m <sup>2</sup> )	

なお、残留熱除去系熱交換器の容量（設計熱交換量）にて、サブプレッションチェンバを水源とした格納容器スプレイ冷却モードにより原子炉格納容器を冷却することで、原子炉格納容器の最高使用圧力 0.31 MPa 並びに最高使用温度 171°C 及び 104°C 以下にできることを安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）にて確認している。

残留熱除去系熱交換器の重大事故等時における容量（設計熱交換量）は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において代替循環冷却時に期待する熱交換量（ MW（被冷却水流量  kg/h, 被冷却水温度  °C 時））を確保可能な伝熱面積が最大の  m<sup>2</sup> であり、設計基準対象施設として使用する場合の必要伝熱面積に包絡されるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 MW/個とする。

公称値については、 8.15MW/個とする。

2. 最高使用圧力

2.1 管側の最高使用圧力 3.43MPa

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器（管側）の最高使用圧力は、主配管「残留熱除去系ポンプ(A) 出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(A)」，主配管「残留熱除去系ポンプ(B) 出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(B)」及び主配管「残留熱除去系ポンプ(C) 出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(C)」の最高使用圧力と同じ 3.43MPa とする。

残留熱除去系熱交換器（管側）を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系ポンプ(A) 出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(A)」，主配管「残留熱除去系ポンプ(B) 出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(B)」及び主配管「残留熱除去系ポンプ(C) 出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(C)」の使用圧力と同じ 3.43MPa とする。

2.2 胴側の最高使用圧力 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器（胴側）の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系の主配管「残留熱除去系熱交換器(A) 入口配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(A)」，主配管「残留熱除去系熱交換器(B) 入口配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(B)」

及び主配管「タービン建屋内原子炉補機冷却系配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(C)」の最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。

残留熱除去系熱交換器(胴側)を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系の主配管「残留熱除去系熱交換器(A)入口配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(A)」, 主配管「残留熱除去系熱交換器(B)入口配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(B)」及び主配管「タービン建屋内原子炉補機冷却系配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(C)」の使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。

### 3. 最高使用温度

#### 3.1 管側の最高使用温度 182℃

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(管側)の最高使用温度は、主配管「残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(A)」, 主配管「残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(B)」及び主配管「残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(C)」の最高使用温度と同じ182℃とする。

残留熱除去系熱交換器(管側)を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(A)」, 主配管「残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(B)」及び主配管「残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(C)」の使用温度と同じ182℃とする。

#### 3.2 胴側の最高使用温度 70℃, 90℃

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(胴側)の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系の主配管「残留熱除去系熱交換器(A)入口配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(A)」, 主配管「残留熱除去系熱交換器(B)入口配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(B)」及び主配管「タービン建屋内原子炉補機冷却系配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(C)」の最高使用温度と同じ70℃とする。

残留熱除去系熱交換器(胴側)を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(胴側)の除熱後の冷却水温度 ℃を上回る90℃とする。

### 4. 伝熱面積

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器の伝熱面積は、格納容器スプレイ冷却モードの設計熱交換量  MW/個を満足するために必要な伝熱面積が  m<sup>2</sup>であることから、これを上回る伝熱面積として  m<sup>2</sup>/個以上とする。

残留熱除去系熱交換器を重大事故等時において使用する場合は、有効性評価解析

(原子炉設置変更許可申請書添付資料十)のうち、格納容器破損モード(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において、代替循環冷却時に期待する熱交換量を確保するために必要な伝熱面積が□m<sup>2</sup>であり、メーカーの設計段階にて確認している容量(設計熱交換量)□MW/個を満足するために必要な伝熱面積□m<sup>2</sup>に包絡されることから、設計基準対象施設と同仕様で設計し、□m<sup>2</sup>/個以上とする。

公称値については、要求される伝熱面積□m<sup>2</sup>/個を上回る□m<sup>2</sup>/個とする。

#### 5. 個数

残留熱除去系熱交換器は、設計基準対象施設として原子炉停止後の冷却時に、炉心又は原子炉格納容器からの熱除去をするために必要な個数を各系列に1個設置し、合計3個設置する。

残留熱除去系熱交換器は、設計基準対象施設として3個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

### 3.1.2 ポンプ

名 称		残留熱除去系ポンプ	
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	□以上 (954)	
揚 程	m	□以上 (125)	
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37/吐出側 3.43	
最高使用温度	℃	182	
原 動 機 出 力	kW/個	540	
個 数	—	3	
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>・設計基準対象施設</p> <p>残留熱除去系ポンプ(A)は、設計基準対象施設として通常の原子炉停止時及び復水器が使用できない時の炉心の崩壊熱及びその他の残留熱の除去並びに原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし、下記のモード・機能の際に冷却材を供給するために設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 原子炉停止時冷却モード</li> <li>② 低圧注水モード</li> <li>③ サプレッションチェンバプール水冷却モード</li> <li>④ 燃料プール冷却機能</li> </ul> <p>残留熱除去系ポンプ(B), (C)は、設計基準対象施設として通常の原子炉停止時及び復水器が使用できない時の炉心の崩壊熱及びその他の残留熱の除去並びに原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし、下記のモード・機能の際に冷却材を供給するために設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 原子炉停止時冷却モード</li> <li>② 低圧注水モード</li> <li>③ 格納容器スプレイ冷却モード</li> <li>④ サプレッションチェンバプール水冷却モード</li> <li>⑤ 燃料プール冷却機能</li> </ul> <p>・重大事故等対処設備</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）として使用する残留熱除去系ポンプは、以下の機能を有する。</p> <p>(1) 原子炉停止時冷却モード</p> <p>残留熱除去系ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。また、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生す</p>			

る前に生ずるものに限る。)を防止するために設置する。

系統構成は、原子炉冷却材を原子炉压力容器から残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器を経由して原子炉压力容器に戻すことにより炉心を冷却できる設計とする。

(2) 格納容器スプレイ冷却モード

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

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

(3) サプレッションチェンバプール水冷却モード

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

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

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

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

系統構成は、残留熱除去系ポンプにより、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器を経由して原子炉压力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

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

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

に設置する。

系統構成は、残留熱除去系ポンプ(B), (C)によりサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器(B), (C)を経由してドライウエル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレーすることで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（サブプレッションチェンバプール水冷却系）として使用する残留熱除去系ポンプは、以下の機能を有する。

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

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナで異物をろ過し、残留熱除去系ポンプにより残留熱除去系熱交換器を経由してサブプレッションチェンバ内に戻し、サブプレッションチェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）として使用する残留熱除去系ポンプは、以下の機能を有する。

残留熱除去系ポンプ(B)は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための流路として設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ポンプ(B)を流路として使用し、復水移送ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器(B)にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレーすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

#### 1. 容量

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプの容量は、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において確認されている  m<sup>3</sup>/h（ MPa [dif] において）のため  m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備として使用する残留熱除去系ポンプを重大事故等時に使用する場合の容量は設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

公称値については、 954m<sup>3</sup>/h/個とする。

## 2. 揚程

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプの揚程は、水源と移送先の圧力差、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	<input type="text"/> m
静水頭	19.6 m
機器及び配管・弁類圧損	64.2 m
	<input type="text"/> m

以上より、残留熱除去系ポンプの揚程は、 m 以上とする。

原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備として使用する残留熱除去系ポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法のため  m 以上とする。

公称値については、要求される揚程  m を上回る 125m とする。

## 3. 最高使用圧力

### 3.1 最高使用圧力（吸込側） 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプの吸込側の最高使用圧力は、主配管「原子炉圧力容器(A)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(A)」、主配管「原子炉圧力容器(B)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(B)」及び主配管「原子炉圧力容器(C)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(C)」の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

残留熱除去系ポンプを重大事故等時において使用する場合の吸込側の圧力は、重大事故等時における主配管「原子炉圧力容器(A)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(A)」、主配管「原子炉圧力容器(B)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(B)」及び主配管「原子炉圧力容器(C)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(C)」の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

### 3.2 最高使用圧力（吐出側） 3.43MPa

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプの吐出側の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程約  m (=約  MPa) となり、吸込側の最高運転圧力約  MPa との合計が  MPa となることから、これを上回る圧力として 3.43MPa とする。

残留熱除去系ポンプを重大事故等時において使用する場合の吐出側の圧力は、設計基準対

象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPaとする。

4. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプの最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度である182℃とする。

残留熱除去系ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。

5. 原動機出力

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプの原動機出力は、定格流量点での軸動力を基に設定する。

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

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

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

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

P : 軸動力(kW)

P<sub>w</sub> : 水動力(kW)

ρ : 密度(kg/m<sup>3</sup>) = 1000

g : 重力加速度(m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

Q : 容量(m<sup>3</sup>/s) = 954/3600

H : 揚程(m) = 125

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{954}{3600}\right) \times 125}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記より、残留熱除去系ポンプの原動機出力は、必要軸動力  kW を上回る 540kW/個とする。

残留熱除去系ポンプを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時の容量及び揚程が設計基準対象施設の容量及び揚程と同仕様であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、540kW/個とする。

6. 個数

残留熱除去系ポンプ（原動機含む。）は、設計基準対象施設として原子炉停止後の冷却時に、



原子炉圧力容器への注水及び、炉心又は原子炉格納容器からの熱除去をするために必要な個数を各系列に1個設置し、合計3個設置する。

残留熱除去系ポンプ（原動機含む。）は、設計基準対象施設として3個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

### 3.1.3 ろ過装置

名 称		残留熱除去系ストレーナ	
容 量	m <sup>3</sup> /h/組	□以上(□)	
最高使用圧力	kPa	—[310], —[620]	
最高使用温度	℃	104, 166	
個 数	—	6 (3系列のそれぞれで2個を1組)	
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設 残留熱除去系ストレーナは、設計基準対象施設としてサブプレッションプール内の異物による残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、低圧注水スパージャ等下流の系統内機器の機能低下を防止するために設置する。 なお、設計基準対象施設の残留熱除去系ストレーナの容量、最高使用圧力及び最高使用温度の設定根拠については平成17年12月20日付け平成17・12・06原第7号にて認可された工事計画のIV-3「設定根拠に関する説明書」による。</li> <li>・重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）として使用する残留熱除去系ストレーナは、以下の機能を有する。  残留熱除去系ストレーナは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するために設置する。 系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナで異物をろ過し、残留熱除去系ポンプにより残留熱除去系熱交換器を経由してサブプレッションチェンバ内に戻すことによりサブプレッションチェンバのプール水を冷却できる設計とする。 また、サブプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナ(B), (C)で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ(B), (C)により残留熱除去系熱交換器(B), (C)を経由してドライウエル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の崩壊熱の除去及び蒸気の凝縮ができる設計とする。</li> <li>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）として使用する残留熱除去系ストレーナは、以下の機能を有する。  残留熱除去系ストレーナは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナで異物をろ過し、</li> </ul>			

残留熱除去系ポンプにより残留熱除去系熱交換器を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

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

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

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナ(B), (C)で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ(B), (C)によりサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器(B), (C)を経由してドライウエル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

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

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

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナで異物をろ過し、残留熱除去系ポンプにより残留熱除去系熱交換器を経由してサブプレッションチェンバ内に戻し、サブプレッションチェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

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

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

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナ(B)で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ(B)を流路として使用し、復水移送ポンプによりサブプレッションチェンバ

のプール水を残留熱除去系熱交換器(B)にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉压力容器又は原子炉格納容器下部へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

### 1. 容量

残留熱除去系ストレーナを重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備(残留熱除去系)として使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、m<sup>3</sup>/h/組以上とする。

残留熱除去系ストレーナを重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧注水系)として使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、m<sup>3</sup>/h/組以上とする。

残留熱除去系ストレーナ(B),(C)を重大事故等時において原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備(格納容器スプレイ冷却系)として使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、m<sup>3</sup>/h/組以上とする。

残留熱除去系ストレーナを重大事故等時において原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備(サブプレッションチェンバプール水冷却系)として使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、m<sup>3</sup>/h/組以上とする。

残留熱除去系ストレーナ(B)を重大事故等時において原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却系)として使用する場合は、代替循環冷却系として使用する復水移送ポンプ2台の容量m<sup>3</sup>/hを上回るm<sup>3</sup>/h/組以上とする。

公称値についてはm<sup>3</sup>/h/組とする。

### 2. 最高使用圧力

残留熱除去系ストレーナを重大事故等時において使用する場合は、その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため設定されないが、ここでは原子炉格納容器の重大事故等時の使用圧力(内圧)を[ ]内に示しており、620kPaとする。

### 3. 最高使用温度

残留熱除去系ストレーナを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等対策の有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において残留熱除去系の使用時に

けるサブプレッションチェンバのプール水の温度が最大となる事故シーケンスグループ（全交流動力電源喪失）により  °C であり，それを上回る 166°C とする。

#### 4. 個数

残留熱除去系ストレーナは，設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時にサブプレッションチェンバ内の異物をろ過するために必要な個数を各系列に 2 個 1 組設置し，合計 6 個設置する。

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

### 3.1.4 安全弁及び逃がし弁

名 称		E11-F039A, B, C
吹 出 圧 力	MPa	8.62
個 数	—	3
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>E11-F039A, B, C は、主配管「原子炉压力容器～残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部」、主配管「残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系配管分岐部～残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部」及び主配管「原子炉压力容器～残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部」上に設置する逃がし弁であり、設計基準対象施設として、主配管「原子炉压力容器～残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部」、主配管「残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系配管分岐部～残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部」及び主配管「原子炉压力容器～残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部」の圧力が最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、主配管「原子炉压力容器～残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部」、主配管「残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系配管分岐部～残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部」及び主配管「原子炉压力容器～残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部」の圧力が重大事故等時における使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。</p> <p>1. 吹出圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する E11-F039A, B, C の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「原子炉压力容器～残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部」、主配管「残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系配管分岐部～残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部」及び主配管「原子炉压力容器～残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部」の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>E11-F039A, B, C を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、8.62MPa とする。</p> <p>2. 個数</p> <p>E11-F039A, B, C は、設計基準対象施設として主配管「原子炉压力容器～残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部」、主配管「残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系配管分岐部～残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部」及び主配管「原子炉压力容器～残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数を各系列に 1 個設置し、合計 3 個設置する。</p> <p>重大事故等対処設備として使用する E11-F039A, B, C は、設計基準対象施設として 3 個設置し</p>		

ているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称		E11-F042A, B, C
吹 出 圧 力	MPa	1.37
個 数	—	3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>E11-F042A, B, C は、主配管「残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉压力容器(A)系出口配管合流部」、主配管「残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉压力容器(B)系出口配管合流部」及び主配管「残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉压力容器(C)系出口配管合流部」上に設置する逃がし弁であり、設計基準対象施設として、主配管「残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉压力容器(A)系出口配管合流部」、主配管「残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉压力容器(B)系出口配管合流部」及び主配管「残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉压力容器(C)系出口配管合流部」の圧力が最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、主配管「残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉压力容器(A)系出口配管合流部」、主配管「残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉压力容器(B)系出口配管合流部」及び主配管「残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉压力容器(C)系出口配管合流部」の圧力が重大事故等時における使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。</p> <p>1. 吹出圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する E11-F042A, B, C の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉压力容器(A)系出口配管合流部」、主配管「残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉压力容器(B)系出口配管合流部」及び主配管「残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉压力容器(C)系出口配管合流部」の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>E11-F042A, B, C を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPa とする。</p> <p>2. 個数</p> <p>E11-F042A, B, C は、設計基準対象施設として主配管「残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉压力容器(A)系出口配管合流部」、主配管「残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉压力容器(B)系出口配管合流部」及び主配管「残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉压力容器(C)系出口配管合流部」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数を各系列に 1 個設置し、合計 3 個設置する。</p> <p>重大事故等対処設備として使用する E11-F042A, B, C は、設計基準対象施設として 3 個設置し</p>		



ているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称		E11-F051A, B, C
吹 出 圧 力	MPa	3.43
個 数	—	3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>E11-F051A, B, C は、主配管「サプレッションプール注水配管(A)分岐部～サプレッションチェンバ」、主配管「サプレッションプール注水配管(B)分岐部～サプレッションチェンバ」及び主配管「サプレッションプール注水配管(C)分岐部～サプレッションチェンバ」上に設置する逃がし弁であり、設計基準対象施設として、主配管「サプレッションプール注水配管(A)分岐部～サプレッションチェンバ」、主配管「サプレッションプール注水配管(B)分岐部～サプレッションチェンバ」及び主配管「サプレッションプール注水配管(C)分岐部～サプレッションチェンバ」の圧力が最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、主配管「サプレッションプール注水配管(A)分岐部～サプレッションチェンバ」、主配管「サプレッションプール注水配管(B)分岐部～サプレッションチェンバ」及び主配管「サプレッションプール注水配管(C)分岐部～サプレッションチェンバ」の圧力が重大事故等時における使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。</p> <p>1. 吹出圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する E11-F051A, B, C の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「サプレッションプール注水配管(A)分岐部～サプレッションチェンバ」、主配管「サプレッションプール注水配管(B)分岐部～サプレッションチェンバ」及び主配管「サプレッションプール注水配管(C)分岐部～サプレッションチェンバ」の最高使用圧力と同じ 3.43MPa とする。</p> <p>E11-F051A, B, C を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPa とする。</p> <p>2. 個数</p> <p>E11-F051A, B, C は、設計基準対象施設として主配管「サプレッションプール注水配管(A)分岐部～サプレッションチェンバ」、主配管「サプレッションプール注水配管(B)分岐部～サプレッションチェンバ」及び主配管「サプレッションプール注水配管(C)分岐部～サプレッションチェンバ」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数を各系列に 1 個設置し、合計 3 個設置する。</p> <p>重大事故等対処設備として使用する E11-F051A, B, C は、設計基準対象施設として 3 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

### 3.1.5 主要弁

名 称		E11-F011A, B, C
最高使用圧力	MPa	8.62
最高使用温度	℃	302
個 数	—	3
<p><b>【設 定 根 拠】</b>            (概要)            E11-F011A, B, C は、原子炉圧力容器と残留熱除去系配管を接続する配管に設置する原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁であり、設計基準対象施設として原子炉圧力容器より原子炉冷却材を残留熱除去系ポンプへ供給するための流路として設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力            設計基準対象施設として使用する E11-F011A, B, C の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度            設計基準対象施設として使用する E11-F011A, B, C の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。</p> <p>3. 個数            設計基準対象施設として使用する E11-F011A, B, C は、原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する隔離弁として残留熱除去系 A 系, B 系及び C 系にそれぞれ 1 個とし、合計 3 個設置する。</p>		

### 3.1.6 主配管

名 称		残留熱除去系ストレーナ(A) ～ 原子炉压力容器(A)系出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	0.31, 0.62, 1.37
最高使用温度	℃	104, 166, 182
外 径	mm	457.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系ストレーナ(A)と原子炉压力容器(A)系出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としてサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 0.31MPa, 0.62MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ0.31MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）と同じ0.62MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 1.37MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系から圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）0.62MPaを上回る1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 104℃, 166℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ104℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系ストレーナの使用温度と同じ166℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 182℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉</p>		

圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法のため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。

### 3. 外径

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

名 称		原子炉压力容器(A)系出口配管合流部 ～ 残留熱除去系ポンプ(A)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	457.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉压力容器(A)系出口配管合流部と残留熱除去系ポンプ(A)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としてサプレッションプール又は原子炉压力容器よりサプレッションチェンバのプール水等を残留熱除去系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力(内圧)0.62MPaを上回る1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法のため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、457.2mmとする。</p>		

名 称		原子炉压力容器 ～ 残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部
最高使用圧力	MPa	8.62, 9.22, 1.37
最高使用温度	℃	302, 306, 182
外 径	mm	318.5, 355.6
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉压力容器と残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉压力容器より原子炉冷却材を残留熱除去系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 8.62MPa, 9.22MPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ9.22MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 1.37MPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法のため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 302℃, 306℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ306℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 182℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉</p>		

圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法のため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。

### 3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm, 355.6mm とする。



名 称		残留熱除去系 (A) 燃料プール冷却浄化系配管合流部 ～ 原子炉压力容器 (A) 系出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5, 355.6, 457.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系 (A) 燃料プール冷却浄化系配管合流部と原子炉压力容器 (A) 系出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉压力容器より原子炉冷却材を残留熱除去系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 355.6mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6mm とする。</p> <p>3.2 外径 318.5mm 継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、300A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、318.5mm とする。</p>		

### 3.3 外径 457.2mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、450A の継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、457.2mm とする。

名 称		残留熱除去系ポンプ(A) ～ 残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系ポンプ(A)と残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水又は戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p>		

名 称		残留熱除去系ポンプ(A) 出口分岐部 ～ 残留熱除去系熱交換器(A)
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系ポンプ(A) 出口分岐部と残留熱除去系熱交換器(A)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水又は戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm とする。</p>		

名 称		残留熱除去系熱交換器(A) ～ サブプレッションプール水移送配管(A)分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5, 165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系熱交換器(A)とサブプレッションプール水移送配管(A)分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水又は戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 318.5mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p> <p>3.2 外径 165.2mm</p> <p>継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、150Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、165.2mmとする。</p>		

名 称		サプレッションプール水移送配管(A)分岐部 ～ 熱交換器(A)出口配管合流部	
最高使用圧力	MPa	3.43	
最高使用温度	℃	182	
外 径	mm	318.5	
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションプール水移送配管(A)分岐部と熱交換器(A)出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水又は戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p>			

名 称		熱交換器(A) 出口配管合流部 ～ サプレッションプール注水配管(A) 分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5, 267.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、熱交換器(A) 出口配管合流部とサプレッションプール注水配管(A) 分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水又は戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 318.5mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm とする。</p> <p>3.2 外径 267.4mm</p> <p>継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、250A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、267.4mm とする。</p>		

名 称		サプレッションプール注水配管(A)分岐部 ～ 残留熱除去系配管(A)燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションプール注水配管(A)分岐部と残留熱除去系配管(A)燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器へ注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p>		



名 称		残留熱除去系配管(A)燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部 ～ 低圧代替注水配管残留熱除去系(A)合流部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系配管(A)燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部と低圧代替注水配管残留熱除去系(A)合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器へ注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p>		

名 称		低圧代替注水配管残留熱除去系(A)合流部 ～ 代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部
最高使用圧力	MPa	3.43, 8.62
最高使用温度	℃	182, 302
外 径	mm	152.3, 114.3, 318.5, 267.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b>                  (概要)</p> <p>本配管は、低圧代替注水配管残留熱除去系(A)合流部と代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器へ注水するために設置する。</p> <p>また、復水移送ポンプにより復水等を原子炉圧力容器へ注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 3.43MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 8.62MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、8.62MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 182℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 302℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温</p>		

度である 302℃とする。

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

### 3. 外径

#### 3.1 外径 318.5mm, 267.4mm

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm, 267.4mm とする。

#### 3.2 外径 152.3mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、152.3mm とする。

#### 3.3 外径 114.3mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合は、100A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、114.3mm とする。

名 称		サプレッションプール注水配管(A)分岐部 ～ サプレッションチェンバ
最高使用圧力	MPa	3.43, 0.31, 0.62
最高使用温度	℃	182, 104, 166
外 径	mm	267.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションプール注水配管(A)分岐部とサプレッションチェンバを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉格納容器内に戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 3.43MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ縮切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 0.31MPa, 0.62MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力(内圧)と同じ0.31MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力(内圧)と同じ0.62MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 182℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 104℃, 166℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器(サプレッションチェンバ)の最高使用温度と同じ104℃とする。</p>		

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において残留熱除去系の使用時におけるサブプレッションチェンバのプール水の温度が最大となる事故シーケンスグループ（全交流動力電源喪失）により  °Cであり、それを上回る 166°Cとする。

### 3. 外径

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

名 称		残留熱除去系ストレーナ(B) ～ 原子炉压力容器(B)系出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	0.31, 0.62, 1.37
最高使用温度	℃	104, 166, 182
外 径	mm	457.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系ストレーナ(B)と原子炉压力容器(B)系出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としてサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>また、サブプレッションチェンバのプール水を復水移送ポンプに供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 0.31MPa, 0.62MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力(内圧)と同じ0.31MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力(内圧)と同じ0.62MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 1.37MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力(内圧)0.62MPaを上回る1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 104℃, 166℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器(サブプレッションチェンバ)の最高使用温度と同じ104℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系ストレーナの使用温度と同じ166℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 182℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉</p>		

圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。

### 3. 外径

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

名 称		原子炉压力容器(B)系出口配管合流部 ～ 残留熱除去系ポンプ(B)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	457.2, 355.6
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉压力容器(B)系出口配管合流部と残留熱除去系ポンプ(B)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としてサブプレッションプール又は原子炉压力容器よりサブプレッションチェンバのプール水等を残留熱除去系ポンプへ供給するために設置する。 また、サブプレッションチェンバのプール水を復水移送ポンプに供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力(内圧)0.62MPaを上回る1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。</p> <p>3. 外径 3.1 外径 457.2mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、457.2mmとする。</p> <p>3.2 外径 355.6mm 継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、350Aの弁と接続するため、接続する弁の外径と同じとし、355.6mmとする。</p>		



名 称		原子炉压力容器 ～ 残留熱除去系 (B) 原子炉冷却材浄化系配管分岐部
最高使用圧力	MPa	8.62, 9.22
最高使用温度	℃	302, 306
外 径	mm	355.6
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉压力容器と残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉压力容器より原子炉冷却材を残留熱除去系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ9.22MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ306℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6mmとする。</p>		

名 称		残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系配管分岐部 ～ 残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部
最高使用圧力	MPa	8.62, 9.22, 1.37
最高使用温度	℃	302, 306, 182
外 径	mm	355.6
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系配管分岐部と残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器より原子炉冷却材を残留熱除去系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 8.62MPa, 9.22MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ9.22MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 1.37MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系から圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 302℃, 306℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ306℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 182℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p>		

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。

### 3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6mmとする。

名 称		残留熱除去系 (B) 燃料プール冷却浄化系配管合流部 ~ 原子炉压力容器 (B) 系出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	355.6, 318.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系 (B) 燃料プール冷却浄化系配管合流部と原子炉压力容器 (B) 系出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉压力容器より原子炉冷却材を残留熱除去系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系から圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 355.6mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6mm とする。</p> <p>3.2 外径 318.5mm</p> <p>継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、300A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、318.5mm とする。</p>		

名 称		残留熱除去系ポンプ(B) ～ 残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系ポンプ(B)と残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。</p> <p>また、復水移送ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内へ注水又はスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p>		

名 称		残留熱除去系ポンプ(B) 出口分岐部 ～ 残留熱除去系熱交換器(B)
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系ポンプ(B) 出口分岐部と残留熱除去系熱交換器(B)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。</p> <p>また、復水移送ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内へ注水又はスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時におけるサブプレッションチェンバのプールの使用温度166℃を上回る182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p>		

名 称		残留熱除去系熱交換器(B) ～ サブプレッションプール水移送配管(B)分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5, 165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系熱交換器(B)とサブプレッションプール水移送配管(B)分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。</p> <p>また、復水移送ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内へ注水又はスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 318.5mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p> <p>3.2 外径 165.2mm</p>		

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、150Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、165.2mmとする。



名 称		サプレッションプール水移送配管(B)分岐部 ～ 熱交換器(B)出口配管合流部	
最高使用圧力	MPa	3.43	
最高使用温度	℃	182	
外 径	mm	318.5	
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションプール水移送配管(B)分岐部と熱交換器(B)出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p>			

名 称		熱交換器(B) 出口配管合流部 ～ サプレッションプール注水配管(B) 分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5, 267.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、熱交換器(B) 出口配管合流部とサプレッションプール注水配管(B) 分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 318.5mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm とする。</p> <p>3.2 外径 267.4mm</p> <p>継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、250A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、267.4mm とする。</p>		

名 称		サプレッションプール注水配管(B)分岐部 ～ サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、サプレッションプール注水配管(B)分岐部とサプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm とする。</p>		

名 称		サプレッションチェンバースプレイモード(B)分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5, 152.3, 114.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b>            (概要)            本配管は、主配管「サプレッションプール注水配管(B)分岐部～サプレッションチェンバースプレイモード(B)分岐部」と主配管「サプレッションチェンバースプレイモード(B)分岐部～残留熱除去系配管(B)燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部」と主配管「サプレッションチェンバースプレイモード(B)分岐部～原子炉格納容器スプレイ管(サプレッションチェンバ側)」を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。            また、復水移送ポンプにより復水等を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力            設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。             本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度            設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。             本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。</p> <p>3. 外径            3.1 外径 318.5mm            本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p>		

### 3.2 外径 152.3mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、152.3mm とする。

### 3.3 外径 114.3mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は、100A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、114.3mm とする。

名 称		サプレッションチェンバースプレイモード(B)分岐部 ～ 残留熱除去系配管(B)燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションチェンバースプレイモード(B)分岐部と残留熱除去系配管(B)燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。</p> <p>また、復水移送ポンプにより復水等を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p>		

名 称		残留熱除去系配管(B)燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部 ～ ドライウェルスプレイモード(B)分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系配管(B)燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部とドライウェルスプレイモード(B)分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。</p> <p>また、復水移送ポンプにより復水等を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p>		

名 称		ドライウェルスプレイモード(B)分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、主配管「残留熱除去系配管(B)燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部～ドライウェルスプレイモード(B)分岐部」と主配管「ドライウェルスプレイモード(B)分岐部～低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部」と主配管「ドライウェルスプレイモード(B)分岐部～原子炉格納容器スプレイ管(ドライウェル側)」を接続する継手であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。</p> <p>また、復水移送ポンプにより復水等を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、300Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、318.5mmとする。</p>		



名 称		ドライウェルスプレイモード(B)分岐部 ～ 低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、ドライウェルスプレイモード(B)分岐部と低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器へ注水又は戻すために設置する。</p> <p>また、復水移送ポンプにより復水等を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm とする。</p>		

名 称		低压代替注水配管残留熱除去系(B)合流部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5, 165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、主配管「ドライウェルスプレイモード(B)分岐部～低压代替注水配管残留熱除去系(B)合流部」と主配管「低压代替注水配管残留熱除去系(B)合流部～原子炉压力容器」と主配管「E11-F032B～低压代替注水配管残留熱除去系(B)合流部」を接続する継手であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉压力容器へ注水又は戻すために設置する。</p> <p>また、復水移送ポンプにより復水等を原子炉压力容器又は原子炉格納容器内へ注水又はスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、300A、150Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、318.5mm、165.2mmとする。</p>		

名 称		低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部 ～ 原子炉压力容器
最高使用圧力	MPa	3.43, 8.62, 9.22
最高使用温度	℃	182, 302, 306
外 径	mm	318.5, 267.4, 216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部と原子炉压力容器を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉压力容器へ注水又は戻すために設置する。</p> <p>また、復水移送ポンプにより復水等を原子炉压力容器へ注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 3.43MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 8.62MPa, 9.22MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ9.22MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 182℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 302℃, 306℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温</p>		

度と同じ 302℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 306℃とする。

### 3. 外径

#### 3.1 外径 318.5mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合は、300A の継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、318.5mm とする。

#### 3.2 外径 267.4mm, 216.3mm

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm, 216.3mm とする。

名 称		サブプレッションプール水移送配管(B)分岐部 ～ 代替循環冷却配管残留熱除去系(B)分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、サブプレッションプール水移送配管(B)分岐部と代替循環冷却配管残留熱除去系(B)分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として残留熱除去系ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を圧力抑制室プール水排水系へ移送するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、サブプレッションチェンバのプール水を復水移送ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力(内圧)0.62MPaを上回る3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時におけるサブプレッションチェンバのプールの使用温度166℃を上回る182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する代替循環冷却系運転時の復水移送ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する復水移送ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の残留熱除去系ポンプによる排水運転時の容量以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mmとする。</p>		

名 称		サプレッションプール注水配管(B)分岐部 ～ サプレッションチェンバ
最高使用圧力	MPa	3.43, 0.31, 0.62
最高使用温度	℃	182, 104, 166
外 径	mm	267.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションプール注水配管(B)分岐部とサプレッションチェンバを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉格納容器内に戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 3.43MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ縮切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 0.31MPa, 0.62MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力(内圧)と同じ0.31MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力(内圧)と同じ0.62MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 182℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 104℃, 166℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器(サプレッションチェンバ)の最高使用温度と同じ104℃とする。</p>		

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において残留熱除去系の使用時におけるサブプレッションチェンバのプール水の温度が最大となる事故シーケンスグループ（全交流動力電源喪失）により ℃であり、それを上回る 166℃とする。

### 3. 外径

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

名 称		サプレッションチェンバースプレイモード(B)分岐部 ～ 原子炉格納容器スプレイ管 (サプレッションチェンバ側)
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182, 104, 200
外 径	mm	114.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションチェンバースプレイモード(B)分岐部と原子炉格納容器スプレイ管 (サプレッションチェンバ側) を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。</p> <p>また、復水移送ポンプにより復水等を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 182℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃ とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 104℃, 200℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器 (サプレッションチェンバ) の最高使用温度と同じ 104℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (サプレッションチェンバ) の使用温度と同じ 200℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去</p>		



系ポンプによるサプレッションチェンバスプレイ容量を基に設定しており、重大事故等時において使用するサプレッションチェンバスプレイ容量が設計基準対象施設として使用する場合と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3mmとする。

名 称		ドライウェルスプレイモード(B)分岐部 ～ 原子炉格納容器スプレイ管（ドライウェル側）
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182, 171, 200
外 径	mm	318.5, 267.4, 216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、ドライウェルスプレイモード(B)分岐部と原子炉格納容器スプレイ管（ドライウェル側）を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。</p> <p>また、復水移送ポンプにより復水等を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 182℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 171℃, 200℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウェル）の最高使用温度と同じ171℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウェル）の使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去</p>		

系ポンプによるドライウェルスプレイ容量を基に設定しており、重大事故等時において使用するドライウェルスプレイ容量が設計基準対象施設として使用する場合の残留熱除去系ポンプによるドライウェルスプレイ容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm, 267.4mm, 216.3mm とする。

名 称		残留熱除去系ストレーナ(C) ～ 原子炉压力容器(C)系出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	0.31, 0.62, 1.37
最高使用温度	℃	104, 166, 182
外 径	mm	457.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系ストレーナ(C)と原子炉压力容器(C)系出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としてサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 0.31MPa, 0.62MPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ0.31MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）と同じ0.62MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 1.37MPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 104℃, 166℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ104℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系ストレーナの使用温度と同じ166℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 182℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p>		

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。

### 3. 外径

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

名 称		原子炉压力容器(C)系出口配管合流部 ～ 残留熱除去系ポンプ(C)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	457.2, 355.6
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉压力容器(C)系出口配管合流部と残留熱除去系ポンプ(C)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としてサプレッションプール又は原子炉压力容器よりサプレッションチェンバのプール水等を残留熱除去系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 457.2mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、457.2mmとする。</p> <p>3.2 外径 355.6mm</p> <p>継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、350Aの弁と接続するため、接続する弁の外径と同じとし、355.6mmとする。</p>		

名 称		原子炉压力容器 ～ 残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部
最高使用圧力	MPa	8.62, 9.22, 1.37
最高使用温度	℃	302, 306, 182
外 径	mm	318.5, 355.6
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉压力容器と残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉压力容器より原子炉冷却材を残留熱除去系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 8.62MPa, 9.22MPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ9.22MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 1.37MPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 302℃, 306℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ306℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 182℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p>		

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。

### 3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm, 355.6mmとする。



名 称		残留熱除去系 (C) 燃料プール冷却浄化系配管合流部 ~ 原子炉压力容器 (C) 系出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	355.6
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系 (C) 燃料プール冷却浄化系配管合流部と原子炉压力容器 (C) 系出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉压力容器より原子炉冷却材を残留熱除去系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6mm とする。</p>		

名 称		残留熱除去系ポンプ(C) ～ 残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系ポンプ(C)と残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p>		

名 称		残留熱除去系ポンプ(C) 出口分岐部 ～ 残留熱除去系熱交換器(C)
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系ポンプ(C) 出口分岐部と残留熱除去系熱交換器(C)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレーするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p>		

名 称		残留熱除去系熱交換器(C) ～ サブプレッションプール水移送配管(C)分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5, 165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系熱交換器(C)とサブプレッションプール水移送配管(C)分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 318.5mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p> <p>3.2 外径 165.2mm</p> <p>継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、150Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、165.2mmとする。</p>		

名 称		サブプレッションプール水移送配管(C)分岐部 ～ 熱交換器(C)出口配管合流部	
最高使用圧力	MPa	3.43	
最高使用温度	℃	182	
外 径	mm	318.5	
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、サブプレッションプール水移送配管(C)分岐部と熱交換器(C)出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレーするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p>			

名 称		熱交換器(C) 出口配管合流部 ～ サプレッションプール注水配管(C) 分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5, 267.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、熱交換器(C) 出口配管合流部とサプレッションプール注水配管(C) 分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 318.5mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm とする。</p> <p>3.2 外径 267.4mm</p> <p>継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、250A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、267.4mm とする。</p>		

名 称		サプレッションプール注水配管(C)分岐部 ～ サプレッションチェンバスプレイモード(C)分岐部	
最高使用圧力	MPa	3.43	
最高使用温度	℃	182	
外 径	mm	318.5	
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションプール注水配管(C)分岐部とサプレッションチェンバスプレイモード(C)分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p>			

名 称		サプレッションチェンバスプレイモード(C)分岐部 ～ ドライウェルスプレイモード(C)分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションチェンバスプレイモード(C)分岐部とドライウェルスプレイモード(C)分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm とする。</p>		



名 称		ドライウェルスプレイモード(C)分岐部 ～ 原子炉压力容器
最高使用圧力	MPa	3.43, 8.62, 9.22
最高使用温度	℃	182, 302, 306
外 径	mm	318.5, 267.4, 216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、ドライウェルスプレイモード(C)分岐部と原子炉压力容器を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉压力容器へ注水又は戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 3.43MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 8.62MPa, 9.22MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ9.22MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 182℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 302℃, 306℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。</p>		

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 306℃とする。

### 3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm, 267.4mm, 216.3mm とする。

名 称		サプレッションプール注水配管(C)分岐部 ～ サプレッションチェンバ
最高使用圧力	MPa	3.43, 0.31, 0.62
最高使用温度	℃	182, 104, 166
外 径	mm	267.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションプール注水配管(C)分岐部とサプレッションチェンバを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉格納容器内に戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 3.43MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 0.31MPa, 0.62MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力(内圧)と同じ0.31MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力(内圧)と同じ0.62MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 182℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 104℃, 166℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器(サプレッションチェンバ)の最高使用温度と同じ104℃とする。</p>		

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において残留熱除去系の使用時におけるサブプレッションチェンバのプール水の温度が最大となる事故シーケンスグループ（全交流動力電源喪失）により  °C であり、それを上回る 166°C とする。

### 3. 外径

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

名 称		サプレッションチェンバスプレイモード(C)分岐部 ～ 残留熱除去系配管(C)燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	318.5, 152.3, 114.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションチェンバスプレイモード(C)分岐部と残留熱除去系配管(C)燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 318.5mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプによるサプレッションチェンバスプレイ容量を基に設定しており、重大事故等時において使用するサプレッションチェンバスプレイ容量が設計基準対象施設として使用する場合の残留熱除去系ポンプによるサプレッションチェンバスプレイ容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p> <p>3.2 外径 152.3mm</p> <p>管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合</p>		

の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、152.3mm とする。

### 3.3 外径 114.3mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は、100A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、114.3mm とする。

名 称		残留熱除去系配管(C)燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部 ～ 原子炉格納容器スプレイ管 (サプレッションチェンバ側)
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182, 104, 200
外 径	mm	114.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系配管(C)燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部と原子炉格納容器スプレイ管 (サプレッションチェンバ側) を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 182℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃ とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 104℃, 200℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器 (サプレッションチェンバ) の最高使用温度と同じ 104℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (サプレッションチェンバ) の使用温度と同じ 200℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプによるサプレッションチェンバスプレイ容量を基に設定しており、重大事故等時にお</p>		

いて使用するサプレッションチェンバスペイ容量が設計基準対象施設として使用する場合の残留熱除去系ポンプによるサプレッションチェンバスペイ容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3mm とする。



名 称		ドライウェルスプレイモード(C)分岐部 ～ 原子炉格納容器スプレイ管（ドライウェル側）
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182, 171, 200
外 径	mm	318.5, 267.4, 216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、ドライウェルスプレイモード(C)分岐部と原子炉格納容器スプレイ管（ドライウェル側）を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 182℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力0.93MPaの飽和温度と同じ182℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 171℃, 200℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウェル）の最高使用温度と同じ171℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、原子炉格納容器（ドライウェル）の重大事故等時における使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプによるドライウェルスプレイ容量を基に設定しており、重大事故等時において使用す</p>		

るドライウェルスプレイ容量が設計基準対象施設として使用する場合の残留熱除去系ポンプによるドライウェルスプレイ容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm, 267.4mm, 216.3mm とする。

4. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備

4.1 高圧炉心注水系

4.1.1 ポンプ

名 称		高圧炉心注水系ポンプ	
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	高圧時 <input type="text"/> 以上(182), 低圧時 <input type="text"/> 以上(727)	
揚 程	m	(B)	高圧時 <input type="text"/> 以上(890), 低圧時 <input type="text"/> 以上(190)
		(C)	高圧時 <input type="text"/> 以上(890), 低圧時 <input type="text"/> 以上(190)
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37/吐出側 11.77	
最高使用温度	℃	100, 120	
原 動 機 出 力	kW/個	1400	
個 数	—	2	

【設 定 根 拠】

(概要)

・設計基準対象施設

高圧炉心注水系ポンプは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に炉心を冷却（非常用炉心冷却系機能）するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心注水系）として使用する高圧炉心注水系ポンプは、以下の機能を有する。

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

系統構成は、発電用原子炉冷却機能が喪失した場合において、復水貯蔵槽の冷却水又はサブプレッションチェンバのプール水を水源として高圧炉心注水系ポンプにより冷却水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

1. 容量

1.1 高圧時の容量  m<sup>3</sup>/h/個以上

設計基準対象施設として使用する高圧炉心注水系ポンプの高圧時の容量は、復水・給水停止時に原子炉隔離時冷却系が起動しなかった場合において、原子炉隔離時冷却系のバックアップとして、高圧炉心注水系が原子炉水位低（レベル 1.5）で起動し原子炉水位を維持（原子炉冷却材補給機能）できる容量と同じ  m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

また、原子炉冷却材喪失時に炉心を冷却（非常用炉心冷却系機能）するために必要な容量は  m<sup>3</sup>/h/個であるが、安全解析上は原子炉冷却材補給機能と同じ容量である  m<sup>3</sup>/h（ MPa [dif] において）としているため、原子炉冷却材補給機能の必要容量と同じ

m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

高圧炉心注水系ポンプを重大事故等時に使用する場合の高圧時の容量は、設計基準対象施設と同仕様で有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）に使用しているため、 m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

公称値については  ， 182m<sup>3</sup>/h/個とする。

1.2 低圧時の容量  m<sup>3</sup>/h/個以上

設計基準対象施設として使用する高圧炉心注水系ポンプの低圧時の容量は、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において確認されている   m<sup>3</sup>/h（ MPa [dif] において）のため  m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

高圧炉心注水系ポンプを重大事故等時に使用する場合の低圧時の容量は、設計基準対象施設と同仕様で有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）に使用しているため、 m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

公称値については  ， 727m<sup>3</sup>/h/個とする。

2. 揚程

高圧炉心注水系ポンプの揚程は、原子炉冷却材補給機能と非常用炉心冷却系機能のうち、必要揚程が大きい非常用炉心冷却系機能を考慮して決定する。

2.1 高圧炉心注水系ポンプ(B)

2.1.1 高圧時  m 以上

設計基準対象施設として使用する高圧炉心注水系ポンプ(B)の高圧時の揚程は、水源と移送先の圧力差、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差		m
静水頭		m
機器及び配管・弁類圧損		m
		m

以上より、高圧炉心注水系ポンプ(B)の高圧時の揚程は、 m 以上とする。

高圧炉心注水系ポンプ(B)を重大事故等時に使用する場合の高圧時の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m 以上とする。

公称値については要求される揚程を上回る，890m とする。

### 2.1.2 低圧時 m 以上

設計基準対象施設として使用する高圧炉心注水系ポンプ(B)の低圧時の揚程は，水源と移送先の圧力差，静水頭，機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	<input type="text"/> m
静水頭	<input type="text"/> m
機器及び配管・弁類圧損	<input type="text"/> m
	<input type="text"/> m

以上より，高圧炉心注水系ポンプ(B)の低圧時の揚程は， m 以上とする。

高圧炉心注水系ポンプ(B)を重大事故等時に使用する場合の低圧時の揚程は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計し， m 以上とする。

公称値については要求される揚程を上回る，190m とする。

## 2.2 高圧炉心注水系ポンプ(C)

### 2.2.1 高圧時 m 以上

設計基準対象施設として使用する高圧炉心注水系ポンプ(C)の高圧時の揚程は，水源と移送先の圧力差，静水頭，機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	<input type="text"/> m
静水頭	<input type="text"/> m
機器及び配管・弁類圧損	<input type="text"/> m
	<input type="text"/> m

以上より，高圧炉心注水系ポンプ(C)の高圧時の揚程は， m 以上とする。

高圧炉心注水系ポンプ(C)を重大事故等時に使用する場合の高圧時の揚程は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計し， m 以上とする。

公称値については要求される揚程を上回る，890m とする。

### 2.2.2 低圧時 m 以上

設計基準対象施設として使用する高圧炉心注水系ポンプ(C)の低圧時の揚程は、水源と移送先の圧力差、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	<input type="text"/>	m
静水頭	<input type="text"/>	m
機器及び配管・弁類圧損	<input type="text"/>	m
	<input type="text"/>	m

以上より、高圧炉心注水系ポンプ(C)の低圧時の揚程は、m以上とする。

高圧炉心注水系ポンプ(C)を重大事故等時に使用する場合の低圧時の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、m以上とする。

公称値については要求される揚程を上回る、190mとする。

### 3. 最高使用圧力

#### 3.1 最高使用圧力（吸込側） 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する高圧炉心注水系ポンプの吸込側の最高使用圧力は、主配管「E22-F021, F022, F023～高圧炉心注水系集合管」の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。

高圧炉心注水系ポンプを重大事故等時において使用する場合の吸込側の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPaとする。

#### 3.2 最高使用圧力（吐出側） 11.77MPa

設計基準対象施設として使用する高圧炉心注水系ポンプの吐出側の最高使用圧力は、水源圧力（サプレッションチェンバ圧力）MPa、静水頭0.07MPa、高圧炉心注水系ポンプの締切運転時の揚程MPaの合計がMPaとなることから、これを上回る圧力として11.77MPaとする。

高圧炉心注水系ポンプを重大事故等時において使用する場合の吐出側の圧力は、水源圧力MPa、静水頭0.07MPa、高圧炉心注水系ポンプの締切運転時の揚程MPaの合計がMPaとなることから、これを上回る圧力として設計基準対象施設と同仕様で設計し、11.77MPaとする。

### 4. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する高圧炉心注水系ポンプの最高使用温度は、安全解析におけ

る原子炉冷却材喪失時のサブプレッションチェンバのプール水の最高温度約  °C を上回る 100°C とする。

高圧炉心注水系ポンプを重大事故等時において使用する場合は、高圧炉心注水系ポンプの水源となるサブプレッションチェンバのプール水の重大事故等時における使用温度を基に設定する。

高圧炉心注水系ポンプによる原子炉圧力容器への注水時のサブプレッションチェンバのプール水の重大事故等時における使用温度は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の事故シーケンスグループ（原子炉停止機能喪失）より約  °C であり、これを上回る温度とし、120°C とする。

#### 5. 原動機出力

高圧炉心注水系ポンプの原動機出力は、高圧定格点の軸動力を基に設定している。

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

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

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

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

P : 軸動力 (kW)

P<sub>w</sub> : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1000

g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

Q : 容量 (m<sup>3</sup>/s) = 182/3600

H : 揚程 (m) = 890

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{182}{3600}\right) \times 890}{\text{} / 100} = \text{} \text{ kW} \doteq \text{} \text{ kW}$$

上記より、高圧炉心注水系ポンプの原動機出力は必要軸動力  kW を上回る 1400kW/個とする。

高圧炉心注水系ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1400kW/個とする。

#### 6. 個数

高圧炉心注水系ポンプ（原動機含む。）は，設計基準対象施設として復水貯蔵槽の冷却水又はサプレッションチェンバのプール水を炉心上部に取り付けられたスパーージャから燃料集合体上に注水するために必要な個数である各系列1個とし，合計2個設置する。

高圧炉心注水系ポンプ（原動機含む。）は，設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。



#### 4.1.2 ろ過装置

名 称		高圧炉心注水系ストレーナ	
容 量	m <sup>3</sup> /h/組	□以上 (□)	
最高使用圧力	kPa	— [310]	
最高使用温度	℃	104, 120	
個 数	—	4 (2系列のそれぞれで2個を1組)	
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設 高圧炉心注水系ストレーナは、設計基準対象施設としてサプレッションチェンバのプール水内の異物による高圧炉心注水系ポンプや高圧炉心注水スパージャ等下流の系統内機器の機能低下を防止するために設置する。 なお、設計基準対象施設の高圧炉心注水系ストレーナの容量、最高使用圧力及び最高使用温度の設定根拠については平成17年12月20日付け平成17・12・06原第7号にて認可された工事計画のIV-3「設定根拠に関する説明書」による。</li> <li>・重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心注水系）として使用する高圧炉心注水系ストレーナは、以下の機能を有する。  高圧炉心注水系ストレーナは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は、サプレッションチェンバのプール水内の異物を高圧炉心注水系ストレーナによりろ過し、高圧炉心注水系ポンプにより原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。</li> </ul> <p>1. 容量 高圧炉心注水系ストレーナを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、□ m<sup>3</sup>/h/組以上とする。  公称値については要求される容量と同じ□ m<sup>3</sup>/h/組とする。</p> <p>2. 最高使用圧力 高圧炉心注水系ストレーナを重大事故等時において使用する場合の圧力は、その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため設定されないが、ここではサプレッションチェンバの重大事故等時における使用圧力を [ ] 内に示しており、310kPaとする。</p>			

### 3. 最高使用温度

高圧炉心注水系ストレーナを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において高圧炉心注水系使用時におけるサプレッションチェンバのプール水の温度が最大となる事故シーケンスグループ（原子炉停止機能喪失）により約  °C であり、これを上回る温度とし、120°C とする。

### 4. 個数

高圧炉心注水系ストレーナは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時にサプレッションチェンバ内の異物をろ過するために必要な個数を各系列に2個1組設置し、合計4個設置する。

高圧炉心注水系ストレーナは、設計基準対象施設として4個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

#### 4.1.3 安全弁及び逃がし弁

名 称		E22-F020B, C
吹 出 圧 力	MPa	1.37
個 数	—	2
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>E22-F020B, C は、主配管「高圧炉心注水系ストレーナ(B)～サブプレッションプール水(B)合流部」及び主配管「高圧炉心注水系ストレーナ(C)～サブプレッションプール水(C)合流部」上に設置する逃がし弁であり、設計基準対象施設として、主配管「高圧炉心注水系ストレーナ(B)～サブプレッションプール水(B)合流部」及び主配管「高圧炉心注水系ストレーナ(C)～サブプレッションプール水(C)合流部」の圧力が最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、主配管「高圧炉心注水系ストレーナ(B)～サブプレッションプール水(B)合流部」及び主配管「高圧炉心注水系ストレーナ(C)～サブプレッションプール水(C)合流部」の圧力が重大事故等時における使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。</p> <p>1. 吹出圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する E22-F020B, C の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「高圧炉心注水系ストレーナ(B)～サブプレッションプール水(B)合流部」及び主配管「高圧炉心注水系ストレーナ(C)～サブプレッションプール水(C)合流部」の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>E22-F020B, C を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPa とする。</p> <p>2. 個数</p> <p>E22-F020B, C は、設計基準対象施設として主配管「高圧炉心注水系ストレーナ(B)～サブプレッションプール水(B)合流部」及び主配管「高圧炉心注水系ストレーナ(C)～サブプレッションプール水(C)合流部」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である各系列に 1 個とし、合計 2 個設置する。</p> <p>重大事故等対処設備として使用する E22-F020B, C は、設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

#### 4.1.4 主配管

名 称		E22-F021, F022, F023 ～ 高圧炉心注水系集合管
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66, 85
外 径	mm	508.0, 318.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、E22-F021, F022, F023 と高圧炉心注水系集合管を接続する配管であり、設計基準対象施設として復水貯蔵槽から冷却水を高圧炉心注水系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、復水貯蔵槽から冷却水を高圧炉心注水系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧代替注水系ポンプ及び復水移送ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、復水貯蔵槽の最高使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水移送ポンプの代替循環冷却系としての使用温度と同じ 85℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 508.0mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい高圧炉心注水系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心注水系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0mm とする。</p> <p>3.2 外径 318.5mm</p> <p>継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、300A の弁と接続する</p>		

ため、接続する弁の呼び径と同じとし、318.5mmとする。

名 称		高压炉心注水系集合管 ～ 高压炉心注水系(B), (C)分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66, 85
外 径	mm	508.0
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、高压炉心注水系集合管と高压炉心注水系(B), (C)分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として復水貯蔵槽から冷却水を高压炉心注水系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、復水貯蔵槽から冷却水を高压炉心注水系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高压代替注水系ポンプへ供給するために設置する。また、サブプレッションチェンバのプール水を復水移送ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、復水貯蔵槽の最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水移送ポンプの代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい高压炉心注水系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高压炉心注水系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0mmとする。</p>		

名 称		高压炉心注水系(B), (C)分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66, 85
外 径	mm	508.0, 406.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、主配管「高压炉心注水系集合管～高压炉心注水系(B), (C)分岐部」と主配管「高压炉心注水系(B), (C)分岐部～代替循環冷却配管高压炉心注水系(B)合流部」と主配管「高压炉心注水系(B), (C)分岐部～高压炉心注水配管原子炉隔離時冷却系分岐部」を接続する継手であり、設計基準対象施設として復水貯蔵槽から冷却水を高压炉心注水系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、復水貯蔵槽から冷却水を高压炉心注水系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高压代替注水系ポンプへ供給するために設置する。また、サプレッションチェンバのプール水を復水移送ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、復水貯蔵槽の最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水移送ポンプの代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、500A, 400Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、508.0mm, 406.4mmとする。</p>		

名 称		高圧炉心注水系 (B), (C) 分岐部 ～ 代替循環冷却配管高圧炉心注水系 (B) 合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66, 85
外 径	mm	406.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、高圧炉心注水系 (B), (C) 分岐部と代替循環冷却配管高圧炉心注水系 (B) 合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として復水貯蔵槽から冷却水を高圧炉心注水系ポンプ (B) へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、復水貯蔵槽から冷却水を高圧炉心注水系ポンプ (B) に供給するために設置する。また、サプレッションチェンバのプール水を復水移送ポンプに供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、復水貯蔵槽の最高使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水移送ポンプの代替循環冷却系としての使用温度と同じ 85℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい高圧炉心注水系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心注水系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4mm とする。</p>		



名 称		代替循環冷却配管高压炉心注水系(B)合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66, 85
外 径	mm	406.4, 216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、主配管「高压炉心注水系(B), (C)分岐部～代替循環冷却配管高压炉心注水系(B)合流部」と主配管「E11-F071～代替循環冷却配管高压炉心注水系(B)合流部」と主配管「代替循環冷却配管高压炉心注水系(B)合流部～E22-F001B」を接続する継手であり、設計基準対象施設として復水貯蔵槽から冷却水を高压炉心注水系ポンプ(B)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、復水貯蔵槽から冷却水を高压炉心注水系ポンプ(B)に供給するために設置する。また、サプレッションチェンバのプール水を復水移送ポンプに供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、復水貯蔵槽の最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水移送ポンプの代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、400A, 200Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、406.4mm, 216.3mmとする。</p>		

名 称		代替循環冷却配管高圧炉心注水系(B)合流部 ～ E22-F001B
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	406.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、代替循環冷却配管高圧炉心注水系(B)合流部と E22-F001B を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として復水貯蔵槽から冷却水を高圧炉心注水系ポンプ(B)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、復水貯蔵槽の最高使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水貯蔵槽の使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する高圧炉心注水系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心注水系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4mm とする。</p>		

名 称		E22-F001B ～ サプレッションプール水(B)合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	100
外 径	mm	406.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、E22-F001B とサプレッションプール水(B)合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として復水貯蔵槽から冷却水を高圧炉心注水系ポンプ(B)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉冷却材喪失時のサプレッションチェンバのプール水の最高温度約 <input type="text"/>℃を上回る 100℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、主配管「代替循環冷却配管高圧炉心注水系(B)合流部～E22-F001B」の使用温度 66℃を上回る 100℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する高圧炉心注水系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心注水系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4mm とする。</p>		

名 称		サプレッションプール水(B)合流部 ～ 高圧炉心注水系ポンプ(B)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	100, 120
外 径	mm	406.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションプール水(B)合流部と高圧炉心注水系ポンプ(B)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として復水貯蔵槽の冷却水及びサプレッションチェンバのプール水を高圧炉心注水系ポンプ(B)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉冷却材喪失時のサプレッションチェンバのプール水の最高温度約 <input type="text"/>℃を上回る100℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、サプレッションチェンバのプール水の重大事故等時における使用温度（原子炉停止機能喪失時）約 <input type="text"/>℃を上回る120℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する高圧炉心注水系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心注水系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4mmとする。</p>		

名 称		高压炉心注水系(B), (C)分岐部 ～ 高压炉心注水配管原子炉隔離時冷却系分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	508.0, 406.4, 216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、高压炉心注水系(B), (C)分岐部と高压炉心注水配管原子炉隔離時冷却系分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として復水貯蔵槽から冷却水を高压炉心注水系ポンプ(C)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、復水貯蔵槽より冷却水を高压炉心注水系ポンプ(C)、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高压代替注水系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、復水貯蔵槽の最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水貯蔵槽の使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 406.4mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい高压炉心注水系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高压炉心注水系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4mmとする。</p> <p>3.2 外径 508.0mm</p> <p>継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、500Aの継手と接続す</p>		

るため、接続する継手の外径と同じとし、508.0mmとする。

### 3.3 外径 216.3mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、200Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、216.3mmとする。

名 称		高压炉心注水配管原子炉隔離時冷却系分岐部 ～ E22-F001C
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	406.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、高压炉心注水配管原子炉隔離時冷却系分岐部と E22-F001C を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として復水貯蔵槽から冷却水を高压炉心注水系ポンプ(C)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、復水貯蔵槽の最高使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水貯蔵槽の使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する高压炉心注水系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高压炉心注水系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4mm とする。</p>		

名 称		E22-F001C ～ サプレッションプール水(C)合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	100
外 径	mm	406.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、E22-F001C とサプレッションプール水(C)合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として復水貯蔵槽から冷却水を高圧炉心注水系ポンプ(C)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉冷却材喪失時のサプレッションチェンバのプール水の最高温度約 <input type="text"/>℃を上回る 100℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、主配管「高圧炉心注水配管原子炉隔離時冷却系分岐部～E22-F001C」の使用温度 66℃を上回る 100℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する高圧炉心注水系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心注水系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4mm とする。</p>		



名 称		サプレッションプール水(C)合流部 ～ 高圧炉心注水系ポンプ(C)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	100, 120
外 径	mm	406.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションプール水(C)合流部と高圧炉心注水系ポンプ(C)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として復水貯蔵槽の冷却水及びサプレッションチェンバのプール水を高圧炉心注水系ポンプ(C)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉冷却材喪失時のサプレッションチェンバのプール水の最高温度約 <input type="text"/>℃を上回る100℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、サプレッションチェンバのプール水の重大事故等時における使用温度（原子炉停止機能喪失時）約 <input type="text"/>℃を上回る120℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する高圧炉心注水系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心注水系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4mmとする。</p>		

名 称		高压炉心注水配管原子炉隔離時冷却系分岐部 ～ 高压代替注水系分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、高压炉心注水配管原子炉隔離時冷却系分岐部と高压代替注水系分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として復水貯蔵槽から冷却水を原子炉隔離時冷却系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、復水貯蔵槽より冷却水を原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高压代替注水系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、復水貯蔵槽の最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水貯蔵槽の使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。</p>		

名 称		高压代替注水系分岐部 ~ E51-F001
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、高压代替注水系分岐部と E51-F001 を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として復水貯蔵槽から冷却水を原子炉隔離時冷却系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、復水貯蔵槽の最高使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水貯蔵槽の使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mm とする。</p>		

名 称		高圧炉心注水系ストレーナ(B) ~ サプレッションプール水(B)合流部
最高使用圧力	MPa	0.31, 1.37
最高使用温度	℃	104, 120, 100
外 径	mm	<input style="width: 50px; height: 20px;" type="text"/>
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、高圧炉心注水系ストレーナ(B)とサプレッションプール水(B)合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としてサプレッションチェンバのプール水を高圧炉心注水系ポンプ(B)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 0.31MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、サプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ0.31MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、0.31MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 1.37MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 104℃, 120℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、サプレッションチェンバの最高使用温度と同じ104℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、サプレッションチェンバのプール水の重大事故等時における使用温度（原子炉停止機能喪失時）約<input style="width: 30px; height: 15px;" type="text"/>℃を上回る120℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 100℃, 120℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉冷却材喪失時のサプレ</p>		

ッションチェンバのプール水の最高温度約  °Cを上回る 100°Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、サブプレッションチェンバのプール水の重大事故等時における使用温度（原子炉停止機能喪失時）約  °Cを上回る 120°Cとする。

### 3. 外径

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

名 称		高圧炉心注水系ストレーナ(C) ~ サプレッションプール水(C)合流部
最高使用圧力	MPa	0.31, 1.37
最高使用温度	℃	104, 120, 100
外 径	mm	<input style="width: 50px; height: 20px;" type="text"/>
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、高圧炉心注水系ストレーナ(C)とサプレッションプール水(C)合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としてサプレッションチェンバのプール水を高圧炉心注水系ポンプ(C)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 0.31MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、サプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ0.31MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、0.31MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 1.37MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 104℃, 120℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、サプレッションチェンバの最高使用温度と同じ104℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、サプレッションチェンバのプール水の重大事故等時における使用温度（原子炉停止機能喪失時）約<input style="width: 30px; height: 15px;" type="text"/>℃を上回る120℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 100℃, 120℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、安全解析における原子炉冷却</p>		

材喪失時のサプレッションチェンバのプール水の最高温度約  °C を上回る 100°C とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、サプレッションチェンバのプール水の重大事故等時における使用温度（原子炉停止機能喪失時）約  °C を上回る 120°C とする。

### 3. 外径

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

名 称		高压炉心注水系ポンプ(B) ~ ほう酸水注入系合流部
最高使用圧力	MPa	11.77, 8.62, 9.22
最高使用温度	℃	100, 120, 302, 306
外 径	mm	267.4, 216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、高压炉心注水系ポンプ(B)とほう酸水注入系合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として高压炉心注水系ポンプ(B)から冷却水を原子炉压力容器へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 11.77MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、高压炉心注水系ポンプの吐出側の最高使用圧力と同じ11.77MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、11.77MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 8.62MPa, 9.22MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ9.22MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 100℃, 120℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、安全解析における原子炉冷却材喪失時のサプレッションチェンバのプール水の最高温度約 <input type="text"/>℃を上回る100℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、サプレッションチェンバのプール水の重大事故等時における使用温度(原子炉停止機能喪失時)約 <input type="text"/>℃を上回る120℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 302℃, 306℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温</p>		



度と同じ 302℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、原子炉圧力容器の重大事故等時における使用温度と同じ 306℃とする。

### 3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する高圧炉心注水系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心注水系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm, 216.3mm とする。

名 称		ほう酸水注入系合流部 ～ 原子炉压力容器
最高使用圧力	MPa	8.62, 9.22
最高使用温度	℃	302, 306
外 径	mm	48.6, 70.4, 216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、ほう酸水注入系合流部と原子炉压力容器を接続する配管であり、設計基準対象施設として高圧炉心注水系ポンプ(B)より冷却水を原子炉压力容器へ注水するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、高圧炉心注水系ポンプ(B)及びほう酸水注入系ポンプより冷却水を原子炉压力容器へ注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ9.22MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ306℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 216.3mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい高圧炉心注水系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心注水系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。</p> <p>3.2 外径 48.6mm</p> <p>管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は、40Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、48.6mmとする。</p>		

### 3.3 外径 70.4mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、70.4mm とする。

名 称		高压炉心注水系ポンプ(C) ～ 原子炉压力容器
最高使用圧力	MPa	11.77, 8.62, 9.22
最高使用温度	℃	100, 120, 302, 306
外 径	mm	267.4, 216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、高压炉心注水系ポンプ(C)と原子炉压力容器を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として高压炉心注水系ポンプ(C)から冷却水を原子炉压力容器へ注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 11.77MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、高压炉心注水系ポンプの吐出側の最高使用圧力と同じ11.77MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、11.77MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 8.62MPa, 9.22MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ9.22MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 100℃, 120℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、安全解析における原子炉冷却材喪失時のサブプレッションチェンバのプール水の最高温度約 <input type="text"/>℃を上回る100℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、サブプレッションチェンバのプール水の重大事故等時における使用温度（原子炉停止機能喪失時）約 <input type="text"/>℃を上回る120℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 302℃, 306℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温</p>		

度と同じ 302℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 306℃とする。

### 3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する高圧炉心注水系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心注水系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm, 216.3mm とする。

## 4.2 原子炉隔離時冷却系

### 4.2.1 ポンプ

名 称		原子炉隔離時冷却系ポンプ	
容 量	m <sup>3</sup> /h	□以上(188)	
揚 程	m	高圧時 □以上(900)／低圧時 □以上(186)	
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37／吐出側 11.77	
最高使用温度	℃	77, 120	
原 動 機 出 力	kW	670	
個 数	—	1	

#### 【設 定 根 拠】

(概要)

##### ・設計基準対象施設

原子炉隔離時冷却系ポンプは、設計基準対象施設として原子炉停止後何らかの原因で復水・給水が停止した場合等に原子炉水位を維持（原子炉冷却材補給機能）するため及び原子炉冷却材喪失時に炉心を冷却（非常用炉心冷却系機能）するために設置する。

また、原子炉隔離時冷却系ポンプの運転に必要な弁等は、蓄電池を電源としており、全交流電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの間においても中央制御室から操作及び監視を行うことができる設計とする。

##### ・重大事故等対処設備

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

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

系統構成は、原子炉隔離時冷却系ポンプにより復水貯蔵槽の水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

#### 1. 容量

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量は、復水・給水停止時に崩壊熱により減少する冷却材蒸発量 □ m<sup>3</sup>/h を上回る冷却材を供給し、原子炉水位を維持できる容量 □ m<sup>3</sup>/h（□ ～ □ MPa [dif] において）に原子炉隔離時冷却系補機への冷却水容量 □ m<sup>3</sup>/h を加えた □ m<sup>3</sup>/h 以上とする。

また、原子炉冷却材喪失時に炉心を冷却（非常用炉心冷却系機能）するために必要な容量は □ m<sup>3</sup>/h であるが、安全解析上は原子炉冷却材補給機能と同じ容量としているため、原子炉冷却材補給機能の必要容量に原子炉隔離時冷却系補機への冷却水容量 □ m<sup>3</sup>/h を加えた □ m<sup>3</sup>/h

以上とする。

以上より，原子炉隔離時冷却系ポンプの容量は， m<sup>3</sup>/h 以上とする。

原子炉隔離時冷却系ポンプを重大事故等時に使用する場合の容量は，設計基準対象施設と同仕様で有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）に使用しているため， m<sup>3</sup>/h 以上とする。

公称値については  ，188m<sup>3</sup>/h とする。

## 2. 揚程

原子炉隔離時冷却系ポンプの揚程は，原子炉冷却材補給機能と非常用炉心冷却系機能のうち，必要揚程の大きい非常用炉心冷却機能を考慮して決定する。

### 2.1 高圧時 m 以上

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの高圧時の揚程は，水源と移送先の圧力差，静水頭，機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差		m
静水頭		m
機器及び配管・弁類圧損		m
		m

以上より，原子炉隔離時冷却系ポンプの高圧時の揚程は， m 以上とする。

原子炉隔離時冷却系ポンプを重大事故等時に使用する場合の高圧時の揚程は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計し， m 以上とする。

公称値については，要求される揚程を上回る 900m とする。

### 2.2 低圧時 m 以上

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの低圧時の揚程は，水源と移送先の圧力差，静水頭，機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	<input type="text"/>	m
静水頭	<input type="text"/>	m
機器及び配管・弁類圧損	<input type="text"/>	m
	<input type="text"/>	m

以上より，原子炉隔離時冷却系ポンプの低圧時の揚程は， m 以上とする。

原子炉隔離時冷却系ポンプを重大事故等時に使用する場合の低圧時の揚程は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計し， m 以上とする。

公称値については，要求される揚程を上回る 186m とする。

### 3. 最高使用圧力

#### 3.1 最高使用圧力（吸込側） 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの吸込側の最高使用圧力は，主配管「サブプレッションプール水合流部～原子炉隔離時冷却系ポンプ」の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

原子炉隔離時冷却系ポンプを重大事故等時において使用する場合の吸込側の圧力は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計し，1.37MPa とする。

#### 3.2 最高使用圧力（吐出側） 11.77MPa

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの吐出側の最高使用圧力は，水源圧力（サブプレッションチェンバ圧力） MPa，静水頭 0.07MPa，原子炉隔離時冷却系ポンプの締切運転時の揚程  m（ MPa）の合計が  MPa となることから，これを上回る圧力として 11.77MPa とする。

原子炉隔離時冷却系ポンプを重大事故等時において使用する場合の吐出側の圧力は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計し，11.77MPa とする。

### 4. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの最高使用温度は，主配管「サブプレッションプール水合流部～原子炉隔離時冷却系ポンプ」の最高使用温度と同じ 77℃ とする。



原子炉隔離時冷却系ポンプを重大事故等時において使用する場合は、原子炉隔離時冷却系ストレナの重大事故等時における使用温度と同じ 120℃とする。

## 5. 原動機出力

原子炉隔離時冷却系ポンプの原動機出力は、定格流量時の軸動力を基に設定している。

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

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

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

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

P : 軸動力 (kW)

$P_w$  : 水動力 (kW)

$\rho$  : 密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1000

$g$  : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

Q : 容量 (m<sup>3</sup>/s) = 188/3600

H : 揚程 (m) = 900

$\eta$  : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{188}{3600}\right) \times 900}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記から、原子炉隔離時冷却系ポンプの原動機出力は、必要軸動力  kW を上回る 670kW とする。

原子炉隔離時冷却系ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、670kW とする。

## 6. 個数

原子炉隔離時冷却系ポンプ (原動機含む。) は、設計基準対象施設として復水貯蔵槽の冷却水又はサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器に注水するために必要な個数である 1 個設置する。

原子炉隔離時冷却系ポンプ (原動機含む。) は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

4.2.2 ろ過装置

名 称		原子炉隔離時冷却系ストレーナ	
容 量	m <sup>3</sup> /h/組	□以上 (□)	
最高使用圧力	kPa	— [310]	
最高使用温度	℃	104, 120	
個 数	—	2	
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設 原子炉隔離時冷却系ストレーナは、設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバのプール水内の異物による原子炉隔離時冷却系ポンプや給水スパーージャ等下流の系統内機器の機能低下を防止するために設置する。</li> <li>・重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）として使用する原子炉隔離時冷却系ストレーナは、以下の機能を有する。  原子炉隔離時冷却系ストレーナは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。  系統構成は、水源としてサブプレッションチェンバを使用する場合において、サブプレッションチェンバのプール水内の異物を原子炉隔離時冷却系ストレーナによりろ過し、原子炉隔離時冷却系ポンプにより原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。</li> </ul> <p>1. 容量 設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却系ストレーナの容量は、原子炉隔離時冷却系ポンプのサブプレッションチェンバからの必要吸込量と同じ、□m<sup>3</sup>/h/組以上とする。  原子炉隔離時冷却系ストレーナを重大事故等時ににおいて使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、□m<sup>3</sup>/h/組以上とする。  公称値については要求される容量と同じ□m<sup>3</sup>/h/組とする。</p> <p>2. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却系ストレーナの最高使用圧力は、その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため最高使用圧力は設定されないが、ここではサブプレッションチェンバの最高使用圧力を [ ] 内に示しており、310kPa とする。</p>			

原子炉隔離時冷却系ストレーナを重大事故等時において使用する場合の使用圧力は、その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため設定されないが、ここではサブプレッションチェンバの重大事故等時における使用圧力を [ ] 内に示しており、310kPa とする。

### 3. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却系ストレーナの最高使用温度は、サブプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104℃ とする。

原子炉隔離時冷却系ストレーナを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において原子炉隔離時冷却系使用時におけるサブプレッションチェンバのプール水の温度が最大となる事故シーケンス（原子炉停止機能喪失時）により約 ℃ であるため、これを上回る 120℃ とする。

### 4. 個数

原子炉隔離時冷却系ストレーナは、設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバ内の異物をろ過するために必要な個数である、2 個 1 組を設置する。

原子炉隔離時冷却系ストレーナは、設計基準対象施設として 2 個 1 組設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

#### 4.2.3 安全弁及び逃がし弁

名 称	E51-F017	
吹 出 圧 力	MPa	1.37
個 数	—	1

#### 【設 定 根 拠】

(概要)

E51-F017 は、主配管「原子炉隔離時冷却系ストレーナ～サプレッションプール水合流部」上に設置する逃がし弁であり、設計基準対象施設として、主配管「原子炉隔離時冷却系ストレーナ～サプレッションプール水合流部」の圧力が、最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持できる設計とする。

重大事故等対処設備としては、主配管「原子炉隔離時冷却系ストレーナ～サプレッションプール水合流部」の圧力が重大事故等時における使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持できる設計とする。

#### 1. 吹出圧力

設計基準対象施設として使用する E51-F017 の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「原子炉隔離時冷却系ストレーナ～サプレッションプール水合流部」の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

E51-F017 を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPa とする。

#### 2. 個数

E51-F017 は、設計基準対象施設として主配管「原子炉隔離時冷却系ストレーナ～サプレッションプール水合流部」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個設置する。

E51-F017 は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

#### 4.2.4 主配管

名 称		原子炉隔離時冷却系分岐部 ～ 蒸気入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	8.62, 9.22
最高使用温度	℃	302, 306
外 径	mm	165.2, 114.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉隔離時冷却系分岐部と蒸気入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉圧力容器より駆動蒸気を原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービンへ送るために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉圧力容器より駆動蒸気を原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン、高圧代替注水系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉圧力容器の重大事故等時における使用圧力と同じ9.22MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、原子炉圧力容器の重大事故等時における使用温度と同じ306℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 165.2mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい原子炉隔離時冷却系ポンプの駆動に必要な容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの駆動に必要な容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定められた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mmとする。</p>		

### 3.2 外径 114.3mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、100A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、114.3mm とする。

名 称		蒸気入口配管分岐部 ～ 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン
最高使用圧力	MPa	8.62
最高使用温度	℃	302
外 径	mm	165.2, 114.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、蒸気入口配管分岐部と原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービンまでを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として主蒸気系から蒸気を原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービンへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、8.62MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、302℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時に使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの駆動に必要な容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの駆動に必要な容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mm, 114.3mmとする。</p>		

名 称		原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン ～ 蒸気出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	184
外 径	mm	318.5, 355.6
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービンと蒸気出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービンからの排気蒸気をサブプレッションチェンバへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン排気圧力高(タービントリップ)設定値0.77MPaを上回る圧力とし、0.98MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、0.98MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、最高使用圧力0.98MPaの飽和温度と同じ184℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、184℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時に使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの駆動に必要な容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの駆動に必要な容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm, 355.6mmとする。</p>		



名 称		蒸気出口配管合流部 ～ サブプレッションチェンバ
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	184
外 径	mm	355.6
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、蒸気出口配管合流部とサブプレッションチェンバを接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービンからの排気蒸気をサブプレッションチェンバへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン、高圧代替注水系ポンプからの排気蒸気をサブプレッションチェンバへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン～蒸気出口配管合流部」の最高使用圧力と同じ0.98MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、主配管「原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン～蒸気出口配管合流部」の使用圧力と同じ0.98MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン～蒸気出口配管合流部」の最高使用温度と同じ184℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、主配管「原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン～蒸気出口配管合流部」の使用温度と同じ184℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も大きい原子炉隔離時冷却系ポンプの駆動に必要な容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの駆動に必要な容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6mmとする。</p>		

名 称		E51-F001 ～ サブプレッションプール水合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	77
外 径	mm	216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、E51-F001 とサブプレッションプール水合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として復水貯蔵槽から冷却水を原子炉隔離時冷却系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、ブローダウン期間中のサブプレッションチェンバのプール水温上限値と同じ 77℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、復水貯蔵槽の重大事故等時における使用温度 66℃ を上回る 77℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mm とする。</p>		

名 称		サプレッションプール水合流部 ～ 原子炉隔離時冷却系ポンプ
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	77, 120
外 径	mm	216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションプール水合流部と原子炉隔離時冷却系ポンプを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として復水貯蔵槽及びサプレッションチェンバから冷却水を原子炉隔離時冷却系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、ブローダウン期間中のサプレッションチェンバのプール水温上限値と同じ77℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、原子炉隔離時冷却系ストレーナの重大事故等時における使用温度と同じ120℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。</p>		

名 称		原子炉隔離時冷却系ストレーナ ～ サブプレッションプール水合流部
最高使用圧力	MPa	0.31, 1.37
最高使用温度	℃	104, 77, 120
外 径	mm	□
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉隔離時冷却系ストレーナとサブプレッションプール水合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としてサブプレッションチェンバのプール水を原子炉隔離時冷却系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 0.31MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ0.31MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、0.31MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 1.37MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 104℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、サブプレッションチェンバの最高使用温度と同じ104℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、原子炉隔離時冷却系ストレーナの重大事故等時における使用温度と同じ120℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 77℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、ブローダウン期間中のサブプレッションプール水温上限値と同じ77℃とする。</p>		

本配管を重大事故等時において使用する場合は、原子炉隔離時冷却系ストレーナの重大事故等時における使用温度と同じ 120℃とする。

### 3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、 mm とする。

名 称		原子炉隔離時冷却系ポンプ ～ 原子炉隔離時冷却系配管 B21-F056B 出口合流部
最高使用圧力	MPa	11.77, 8.62
最高使用温度	℃	77, 120, 302
外 径	mm	165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉隔離時冷却系ポンプと原子炉隔離時冷却系配管 B21-F056B 出口合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉隔離時冷却系ポンプから冷却水を原子炉圧力容器へ注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 11.77MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉隔離時冷却系ポンプの吐出側の最高使用圧力と同じ 11.77MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉隔離時冷却系ポンプの吐出側の重大事故等時における使用圧力と同じ 11.77MPa とする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 8.62MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、8.62MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 77℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、ブローダウン期間中のサプレッションプール水温上限値と同じ 77℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、原子炉隔離時冷却系ストレーナの重大事故等時における使用温度と同じ 120℃ とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 302℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。</p>		

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

### 3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mmとする。

### 4.3 高圧代替注水系

#### 4.3.1 ポンプ

名 称		高圧代替注水系ポンプ
容 量	m <sup>3</sup> /h	182 以上(182)
揚 程	m	900 以上(958)
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37, 吐出側 11.8
最高使用温度	℃	77
原 動 機 出 力	kW	—
個 数	—	1

#### 【設 定 根 拠】

##### (概要)

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系）として使用する高圧代替注水系ポンプは、以下の機能を有する。

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

系統構成は、全交流動力電源及び設計基準事故対処設備である常設直流電源が喪失した場合において、復水貯蔵槽の冷却材を復水給水系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで発電用原子炉を冷却できる設計とする。

また、常設代替直流電源設備が機能しない場合でも、現場での人力による弁の操作により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。

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

高圧代替注水系ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、復水貯蔵槽の冷却材を復水給水系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止することにより原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

#### 1. 容量

高圧代替注水系ポンプの容量は、炉心の著しい損傷防止の事故シーケンスグループのうち、全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+RCIC 失敗及び全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+直流電源喪失において、復水貯蔵槽から冷却材を原子炉圧力容器に注水する



場合に、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量が 182m<sup>3</sup>/h（8.12MPa [dif] において）～114m<sup>3</sup>/h（1.03MPa[dif]において）のため 182m<sup>3</sup>/h 以上とする。

公称値については要求される容量と同じ、182m<sup>3</sup>/h とする。

## 2. 揚程

高压代替注水系ポンプの揚程は、冷却材を原子炉圧力容器へ注水する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差		m
静水頭		m
機器及び配管・弁類圧損		m
合計		m

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

公称値については要求される揚程を上回る 958m とする。

## 3. 最高使用圧力

### 3.1 最高使用圧力（吸込側） 1.37MPa

高压代替注水系ポンプを重大事故等時において使用する場合の吸込側の圧力は、重大事故等時における主配管「E22-F030～高压代替注水系ポンプ」の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

### 3.2 最高使用圧力（吐出側） 11.8MPa

高压代替注水系ポンプを重大事故等時において使用する場合の吐出側の圧力は、水源圧力   MPa（大気圧）、静水頭   MPa、高压代替注水系ポンプの締切運転時の揚程   MPa であることから、合計   MPa であるため、これを上回る圧力として 11.8MPa とする。

## 4. 最高使用温度

高压代替注水系ポンプを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「E22-F030～高压代替注水系ポンプ」の使用温度と同じ 77℃ とする。

## 5. 原動機出力

高压代替注水系ポンプはタービン及びポンプが 1 つのケーシングに収まる一体型ケーシング構造であり、ポンプと原動機が 1 つの機器として設計されたものであるため、原動機が単体機器として構成されているものではない。よって、高压代替注水系ポンプの原動機出力は設定しない。

6. 個数

高圧代替注水系ポンプ（原動機含む。）は、重大事故等対処設備として設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため等に必要な個数である 1 個設置する。

4.3.2 主配管

名 称		蒸気入口配管分岐部 ～ E51-F080																																	
最高使用圧力	MPa	8.62																																	
最高使用温度	℃	302																																	
外 径	mm	114.3																																	
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、蒸気入口配管分岐部とE51-F080を接続する配管であり、重大事故等対処設備として原子炉圧力容器より駆動蒸気を高圧代替注水系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「蒸気入口配管分岐部～原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン」の使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「蒸気入口配管分岐部～原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン」の使用温度と同じ 302℃ とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、蒸気入口配管分岐部から高圧代替注水系ポンプは高圧蒸気となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの高圧蒸気配管の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mm とする。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>外径</th> <th>厚さ</th> <th>呼び径</th> <th>流路面積</th> <th>流量</th> <th>比容積</th> <th>流速*</th> <th>標準流速</th> </tr> <tr> <th>A</th> <th>B</th> <th>(A)</th> <th>C</th> <th>D</th> <th>E</th> <th>F</th> <th>(m/s)</th> </tr> <tr> <th>(mm)</th> <th>(mm)</th> <th></th> <th>(m<sup>2</sup>)</th> <th>(t/h)</th> <th>(m<sup>3</sup>/kg)</th> <th>(m/s)</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>114.3</td> <td>11.1</td> <td>100</td> <td>0.00666</td> <td>16.4</td> <td>0.023159</td> <td>15.8</td> <td><input type="text"/></td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 *：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。</p> $C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$ $F = \frac{D \cdot E \cdot 1000}{3600 \cdot C}$				外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	比容積	流速*	標準流速	A	B	(A)	C	D	E	F	(m/s)	(mm)	(mm)		(m <sup>2</sup> )	(t/h)	(m <sup>3</sup> /kg)	(m/s)		114.3	11.1	100	0.00666	16.4	0.023159	15.8	<input type="text"/>
外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	比容積	流速*	標準流速																												
A	B	(A)	C	D	E	F	(m/s)																												
(mm)	(mm)		(m <sup>2</sup> )	(t/h)	(m <sup>3</sup> /kg)	(m/s)																													
114.3	11.1	100	0.00666	16.4	0.023159	15.8	<input type="text"/>																												

名 称		E51-F080 ～ 高压代替注水系ポンプ
最高使用圧力	MPa	8.62
最高使用温度	℃	302
外 径	mm	114.3, 89.1

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、E51-F080と高压代替注水系ポンプを接続する配管であり、重大事故等対処設備として原子炉圧力容器より駆動蒸気を高压代替注水系ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「蒸気入口配管分岐部～原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン」の使用圧力と同じ 8.62MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「蒸気入口配管分岐部～原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン」の使用温度と同じ 302℃ とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、蒸気入口配管分岐部から高压代替注水系ポンプは高压蒸気となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの高压蒸気配管の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mm, 89.1mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量 D (t/h)	比容積 E (m <sup>3</sup> /kg)	流速* F (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	11.1	100	0.00666	16.4	0.023159	15.8	□
89.1	11.1	80	0.00352	16.4	0.023159	30.0	□

注記 \*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

名 称		高压代替注水系ポンプ ~ 蒸気出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	184
外 径	mm	216.3, 355.6

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、高压代替注水系ポンプと蒸気出口配管合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として高压代替注水系ポンプからの排気蒸気をサブプレッションチェンバへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「蒸気出口配管合流部～サブプレッションチェンバ」の使用圧力と同じ0.98MPaとする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「蒸気出口配管合流部～サブプレッションチェンバ」の使用温度と同じ184℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、高压代替注水系ポンプから蒸気出口配管合流部は自由膨張蒸気となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの自由膨張蒸気配管の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、216.3mm, 355.6mmとする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量 D (t/h)	比容積 E (m <sup>3</sup> /kg)	流速* F (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138	16.4	1.6733	243	
355.6	11.1	350	0.08730	16.4	1.6733	87.3	

注記 \*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

名 称		高压代替注水系分岐部 ～ E22-F030
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	216.3

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、高压代替注水系分岐部とE22-F030を接続する配管であり、重大事故等対処設備として復水貯蔵槽より冷却水を高压代替注水系ポンプに供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「高压炉心注水配管原子炉隔離時冷却系分岐部～高压代替注水系分岐部」の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水貯蔵槽の使用温度と同じ 66℃ とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、216.3mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量 D (m <sup>3</sup> /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138	182	1.6	

注記 \* : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

名 称		E22-F030 ～ 高压代替注水系ポンプ
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	77
外 径	mm	216.3

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、E22-F030と高压代替注水系ポンプを接続する配管であり、重大事故等対処設備として復水貯蔵槽より冷却水を高压代替注水系ポンプに供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「高压炉心注水配管原子炉隔離時冷却系分岐部～高压代替注水系分岐部」の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水貯蔵槽の使用温度の 66℃を上回る 77℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、216.3mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量 D (m <sup>3</sup> /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138	182	1.6	

注記 \* : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

名 称		高压代替注水系ポンプ ～ B21-F058
最高使用圧力	MPa	11.8, 8.62
最高使用温度	℃	77, 302
外 径	mm	165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要) 本配管は、高压代替注水系ポンプとB21-F058を接続する配管であり、重大事故等対処設備として高压代替注水系ポンプから冷却水を原子炉圧力容器へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 11.8MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における高压代替注水系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ11.8MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 8.62MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「高压代替注水配管合流部～代替注水系配管B21-F056A出口合流部」の使用圧力と同じ8.62MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 77℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「E22-F030～高压代替注水系ポンプ」の使用温度と同じ77℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 302℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「高压代替注水配管合流部～代替注水系配管B21-F056A出口合流部」の使用温度と同じ302℃とする。</p>		



### 3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量 D (m <sup>3</sup> /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	18.2	150	0.01303	182	3.9	<input type="text"/>
165.2	14.3	150	0.01466	182	3.4	<input type="text"/>

注記 \* : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

名 称		B21-F058 ～ 高压代替注水配管合流部
最高使用圧力	MPa	8.62
最高使用温度	℃	302
外 径	mm	165.2

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、B21-F058と高压代替注水配管合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として高压代替注水系ポンプから冷却水を原子炉圧力容器へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「高压代替注水配管合流部～代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部」の使用圧力と同じ 8.62MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「高压代替注水配管合流部～代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部」の使用温度と同じ 302℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量 D (m <sup>3</sup> /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	14.3	150	0.01466	182	3.4	

注記 \* : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

#### 4.4 低圧代替注水系

##### 4.4.1 主配管

名 称		高压炉心注水系集合管 ～ P13-F011
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	508.0, 318.5, 267.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要) 本配管は、高压炉心注水系集合管と P13-F011 を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水貯蔵槽又はサプレッションプールから復水等を復水移送ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、サプレッションプールを水源とした、復水移送ポンプによる代替循環冷却系運転時の使用圧力を基に設定し、代替循環冷却系運転時の圧力 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 15px;"></span> を上回る 1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水移送ポンプの代替循環冷却系としての使用温度と同じ 85℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 508.0mm 主管部の外径。本主管部を重大事故等時において使用する場合の外径は、500A の継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、508.0mm とする。</p> <p>3.2 外径 318.5mm 継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、300A の継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、318.5mm とする。</p> <p>3.3 外径 267.4mm 継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、250A の弁と接続するため、接続する弁の外径と同じとし、267.4mm とする。</p>		

名 称		P13-F011 ～ 低压代替注水系合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、P13-F011 と低压代替注水系合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水貯蔵槽又はサプレッションプールから復水等を復水移送ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、サプレッションプールを水源とした、復水移送ポンプによる代替循環冷却系運転時の使用圧力を基に設定し、代替循環冷却系運転時の圧力  を上回る 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水移送ポンプの代替循環冷却系としての使用温度と同じ 85℃ とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A	B		C	D	E	
(mm)	(mm)	(A)	(m <sup>2</sup> )	(m <sup>3</sup> /h)	(m/s)	(m/s)
267.4	9.3	250	0.04862	<input type="text"/> *2	1.8	<input type="text"/>

注記\*1 : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

\*2 : 重大事故等対策の有効性評価解析において有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量で運転する際のポンプ最大流量： m<sup>3</sup>/h

名 称		補給水系復水移送ポンプ出口分岐部 ～ 低圧代替注水系(A), (B)分岐部
最高使用圧力	MPa	1.70
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4, 216.3

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、補給水系復水移送ポンプ出口分岐部と低圧代替注水系(A), (B)分岐部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプにより復水等を原子炉圧力容器へ注水又は原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における復水移送ポンプの代替循環冷却系としての使用圧力と同じ1.70MPaとする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水移送ポンプの代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。

3. 外径

3.1 外径 216.3mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、216.3mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A (mm)	B (mm)	(A)	C (m <sup>2</sup> )	D (m <sup>3</sup> /h)	E (m/s)	(m/s)
216.3	8.2	200	0.03138	<input type="text"/> *2	2.7	<input type="text"/>

注記\*1：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

\*2：重大事故等対策の有効性評価解析において有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量： m<sup>3</sup>/h

### 3.2 外径 267.4mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、250Aの継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、267.4mmとする。

名 称		低压代替注水系(A), (B)分岐部
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	216.3, 165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b>            (概要)            本配管は、主配管「補給水系復水移送ポンプ出口分岐部～低压代替注水系(A), (B)分岐部」と主配管「低压代替注水系(A), (B)分岐部～低压代替注水系配管(A)分岐部」と主配管「低压代替注水系(A), (B)分岐部～復水補給水系(B)外部注水配管合流部」を接続する継手であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により復水等を原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力            本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 150px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span>  <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 150px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span> 2.0MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度            本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水移送ポンプの代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。</p> <p>3. 外径            継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、200A, 150Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、216.3mm, 165.2mm とする。</p>		

名 称		低压代替注水系 (A), (B) 分岐部 ~ 低压代替注水系配管 (A) 分岐部
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	216.3

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、低压代替注水系 (A), (B) 分岐部と低压代替注水系配管 (A) 分岐部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) により復水等を原子炉压力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水するために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合は、

2.0MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における復水移送ポンプの代替循環冷却系としての使用温度と同じ 85℃ とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、216.3mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量 D (m <sup>3</sup> /h)	流速*1 E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138	<input style="width: 40px; height: 20px;" type="text"/> *2	0.8	<input style="width: 60px; height: 20px;" type="text"/>

注記\*1 : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

\*2 : 重大事故等対策の有効性評価解析において有効性が確認されている原子炉压力容器



への注水流量： m<sup>3</sup>/h

名 称		低压代替注水系配管(A)分岐部
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	216.3, 114.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、主配管「低压代替注水系(A), (B)分岐部～低压代替注水系配管(A)分岐部」と主配管「低压代替注水系配管(A)分岐部～復水補給水系可搬式注水配管合流部」と主配管「復水補給水系(A)外部注水配管合流部～低压代替注水系配管(A)分岐部」を接続する継手であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により復水等を原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、<input type="text"/> <input type="text"/> 2.0MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における復水移送ポンプの代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合は、200A, 100Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、216.3mm, 114.3mm とする。</p>		

名 称		低圧代替注水系配管 (A) 分岐部 ~ 復水補給水系可搬式注水配管合流部
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	114.3

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、低圧代替注水系配管 (A) 分岐部と復水補給水系可搬式注水配管合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) により復水等を原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水するために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、

2.0MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水移送ポンプの代替循環冷却系としての使用温度と同じ 85℃ とする。

3. 外径

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

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A	B		C	D	E	
(mm)	(mm)	(A)	(m <sup>2</sup> )	(m <sup>3</sup> /h)	(m/s)	(m/s)
114.3	6.0	100	0.00822	□*2	3.0	□

注記\*1 : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

\*2 : 重大事故等対策の有効性評価解析において有効性が確認されている原子炉圧力容器

への注水流量： m<sup>3</sup>/h

名 称		復水補給水系可搬式注水配管合流部
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	114.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、主配管「低圧代替注水系配管(A)分岐部～復水補給水系可搬式注水配管合流部」と主配管「復水補給水系可搬式接続口(屋内西)～復水補給水系可搬式注水配管合流部」と主配管「復水補給水系可搬式注水配管合流部～E11-F055A」を接続する継手であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により復水等を原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 本配管を重大事故等時において使用する場合は、<input type="text"/> <input type="text"/> 2.0MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における復水移送ポンプの代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。</p> <p>3. 外径 継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合は、100Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、114.3mm とする。</p>		

名 称		復水補給水系可搬式注水配管合流部 ～ E11-F055A
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	114.3

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、復水補給水系可搬式注水配管合流部と E11-F055A を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により復水等を原子炉圧力容器へ注水するために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合は、

2.0MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における復水移送ポンプの代替循環冷却系としての使用温度と同じ 85℃ とする。

3. 外径

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

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量 D (m <sup>3</sup> /h)	流速*1 E (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	6.0	100	0.00822	<input style="width: 30px; height: 20px;" type="text"/> *2	3.0	<input style="width: 60px; height: 20px;" type="text"/>

注記\*1：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

\*2：重大事故等対策の有効性評価解析において有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量： m<sup>3</sup>/h

名 称		E11-F055A ～ E11-F032A
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	114.3

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、E11-F055A と E11-F032A を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により復水等を原子炉圧力容器へ注水するために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、

2.0MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水移送ポンプの代替循環冷却系としての使用温度と同じ 85℃とする。

3. 外径

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

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量 D (m <sup>3</sup> /h)	流速*1 E (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	6.0	100	0.00822	<input style="width: 30px; height: 20px;" type="text"/> *2	3.0	<input style="width: 60px; height: 20px;" type="text"/>

注記\*1 : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

\*2 : 重大事故等対策の有効性評価解析において有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量 :  m<sup>3</sup>/h

名 称		E11-F032A ～ 低圧代替注水配管残留熱除去系(A)合流部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	114.3

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、E11-F032A と低圧代替注水配管残留熱除去系(A)合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により復水等を原子炉圧力容器へ注水するために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の重大事故等時における使用圧力  MPa を上回る 3.43MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、復水移送ポンプの重大事故等時における使用温度 85℃を上回る 182℃とする。

3. 外径

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

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量 D (m <sup>3</sup> /h)	流速*1 E (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	6.0	100	0.00822	<input type="text"/> *2	3.0	<input type="text"/>

注記\*1 : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

\*2 : 重大事故等対策の有効性評価解析において有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量 :  m<sup>3</sup>/h



名 称		復水補給水系可搬式接続口（東） ～ 復水補給水系可搬式接続口（屋内東）
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、復水補給水系可搬式接続口（東）と復水補給水系可搬式接続口（屋内東）を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、淡水又は海水を可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水するために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、

2.0MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の重大事故等時における使用温度 ℃を上回る 66℃とする。

3. 外径

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

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A (mm)	B (mm)	(A)	C (m <sup>2</sup> )	D (m <sup>3</sup> /h)	E (m/s)	(m/s)
114.3	6.0	100	0.00822	<input style="width: 20px; height: 15px;" type="text"/> *2	3.0	<input style="width: 50px; height: 20px;" type="text"/>

注記\*1：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

\*2：重大事故等対策の有効性評価解析において有効性が確認されている原子炉格納容器

下部への注水流量： m<sup>3</sup>/h

名 称		復水補給水系可搬式接続口（屋内西） ～ 復水補給水系可搬式注水配管合流部
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、復水補給水系可搬式接続口（屋内西）と復水補給水系可搬式注水配管合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、淡水又は海水を可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水するために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、

2.0MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の重大事故等時における使用温度 ℃を上回る 66℃とする。

3. 外径

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

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A (mm)	B (mm)	(A)	C (m <sup>2</sup> )	D (m <sup>3</sup> /h)	E (m/s)	(m/s)
114.3	6.0	100	0.00822	<input style="width: 20px; height: 15px;" type="text"/> *2	3.0	<input style="width: 40px; height: 15px;" type="text"/>

注記\*1：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

\*2：重大事故等対策の有効性評価解析において有効性が確認されている原子炉格納容器

下部への注水流量： m<sup>3</sup>/h

名 称		復水補給水系接続口（東） ～ 復水補給水系(A)外部注水配管合流部
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3, 165.2

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、復水補給水系接続口（東）と復水補給水系(A)外部注水配管合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、淡水又は海水を可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水するために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、

2.0MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の重大事故等時における使用温度 ℃を上回る 66℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水又は海水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mm, 165.2mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量 D (m <sup>3</sup> /h)	流速*1 E (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	6.0	100	0.00822	<input style="width: 20px; height: 15px; border: 1px solid black;" type="text"/> *2	3.0	<input style="width: 50px; height: 15px; border: 1px solid black;" type="text"/>
165.2	7.1	150	0.01791	<input style="width: 20px; height: 15px; border: 1px solid black;" type="text"/> *2	1.4	<input style="width: 50px; height: 15px; border: 1px solid black;" type="text"/>

注記\*1：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

\*2 : 重大事故等対策の有効性評価解析において有効性が確認されている原子炉格納容器  
下部への注水流量： m<sup>3</sup>/h

名 称		復水補給水系(A)外部注水配管合流部
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	216.3, 165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、主配管「復水補給水系(A)外部注水配管合流部～低圧代替注水系配管(A)分岐部」と主配管「復水補給水系接続口(東)～復水補給水系(A)外部注水配管合流部」と主配管「復水補給水系(A)外部注水配管合流部～下部ドライウエル」を接続する継手であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により復水等を原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 150px; height: 1.2em; vertical-align: middle;"></span> <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 150px; height: 1.2em; vertical-align: middle;"></span> 2.0MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水移送ポンプの代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、200A, 150Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、216.3mm, 165.2mmとする。</p>		

名 称		復水補給水系(A)外部注水配管合流部 ～ 低圧代替注水系配管(A)分岐部
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	216.3

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、復水補給水系(A)外部注水配管合流部と低圧代替注水系配管(A)分岐部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により復水等を原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水するために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、

2.0MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水移送ポンプの代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、216.3mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A	B		C	D	E	
(mm)	(mm)	(A)	(m <sup>2</sup> )	(m <sup>3</sup> /h)	(m/s)	(m/s)
216.3	8.2	200	0.03138	<input style="width: 40px; height: 20px;" type="text"/> *2	0.8	<input style="width: 60px; height: 20px;" type="text"/>

注記\*1 : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

\*2 : 重大事故等対策の有効性評価解析において有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量 :  m<sup>3</sup>/h



名 称		低圧代替注水系 (A), (B) 分岐部 ~ 復水補給水系 (B) 外部注水配管合流部
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	165.2

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、低圧代替注水系 (A), (B) 分岐部と復水補給水系 (B) 外部注水配管合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) により復水等を原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水するために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合は、

2.0MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における復水移送ポンプの代替循環冷却系としての使用温度と同じ 85℃ とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A	B		C	D	E	
(mm)	(mm)	(A)	(m <sup>2</sup> )	(m <sup>3</sup> /h)	(m/s)	(m/s)
165.2	7.1	150	0.01791	□ *2	4.7	□

注記\*1 : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

\*2 : 重大事故等対策の有効性評価解析において有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量 : □ m<sup>3</sup>/h

名 称		復水補給水系(B)外部注水配管合流部
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、主配管「低圧代替注水系(A)，(B)分岐部～復水補給水系(B)外部注水配管合流部」と主配管「復水補給水系(B)外部注水配管合流部～E11-F055B」と主配管「復水補給水系接続口(南)～復水補給水系(B)外部注水配管合流部」を接続する継手であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により復水等を原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 本配管を重大事故等時において使用する場合は、<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 15px;"></span> <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 150px; height: 15px;"></span> 2.0MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における復水移送ポンプの代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。</p> <p>3. 外径 継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合は、150Aの管と接続するため、接続する管の外径同じとし、165.2mm とする。</p>		

名 称		復水補給水系 (B) 外部注水配管合流部 ～ E11-F055B
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	165.2

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、復水補給水系 (B) 外部注水配管合流部と E11-F055B を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) により復水等を原子炉圧力容器へ注水又は原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、

2.0MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水移送ポンプの代替循環冷却系としての使用温度と同じ 85℃ とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量 D (m <sup>3</sup> /h)	流速*1 E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791	<input style="width: 40px;" type="text"/> *2	4.7	<input style="width: 60px;" type="text"/>

注記\*1 : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

\*2 : 重大事故等対策の有効性評価解析において有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量： m<sup>3</sup>/h

名 称		E11-F055B ～ E11-F032B
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	165.2

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、E11-F055B と E11-F032B を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により復水等を原子炉圧力容器へ注水又は原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、

2.0MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、復水移送ポンプの重大事故等時における使用温度と同じ 85℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量 D (m <sup>3</sup> /h)	流速*1 E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791	<input style="width: 40px; height: 20px;" type="text"/> *2	4.7	<input style="width: 60px; height: 20px;" type="text"/>

注記\*1：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

\*2：重大事故等対策の有効性評価解析において有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量： m<sup>3</sup>/h

名 称		E11-F032B ～ 低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	165.2

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、E11-F032B と低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により復水等を原子炉圧力容器へ注水又は原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の重大事故等時における使用圧力  MPa を上回る 3.43MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、復水移送ポンプの重大事故等時における使用温度 85℃を上回る 182℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量 D (m <sup>3</sup> /h)	流速*1 E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791	<input type="text"/> *2	4.7	<input type="text"/>

注記\*1 : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

\*2 : 重大事故等対策の有効性評価解析において有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量 :  m<sup>3</sup>/h

名 称	復水補給水系接続口（南） ～ 復水補給水系(B)外部注水配管合流部																																	
最高使用圧力	MPa	2.0																																
最高使用温度	℃	66																																
外 径	mm	114.3, 165.2																																
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、復水補給水系接続口（南）と復水補給水系(B)外部注水配管合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、淡水又は海水を可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により原子炉压力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 15px;"></span> <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 15px;"></span> 2.0MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の重大事故等時における使用温度 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px;"></span>℃を上回る 66℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水又は海水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mm, 165.2mm とする。</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; margin-top: 10px;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">外径</th> <th style="width: 10%;">厚さ</th> <th style="width: 10%;">呼び径</th> <th style="width: 10%;">流路面積</th> <th style="width: 10%;">流量</th> <th style="width: 10%;">流速*1</th> <th style="width: 10%;">標準流速</th> </tr> <tr> <th style="text-align: center;">A (mm)</th> <th style="text-align: center;">B (mm)</th> <th style="text-align: center;">(A)</th> <th style="text-align: center;">C (m<sup>2</sup>)</th> <th style="text-align: center;">D (m<sup>3</sup>/h)</th> <th style="text-align: center;">E (m/s)</th> <th style="text-align: center;">(m/s)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">114.3</td> <td style="text-align: center;">6.0</td> <td style="text-align: center;">100</td> <td style="text-align: center;">0.00822</td> <td style="text-align: center;"><span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px;"></span> *2</td> <td style="text-align: center;">3.0</td> <td style="text-align: center;"><span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span></td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">165.2</td> <td style="text-align: center;">7.1</td> <td style="text-align: center;">150</td> <td style="text-align: center;">0.01791</td> <td style="text-align: center;"><span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px;"></span> *2</td> <td style="text-align: center;">1.4</td> <td style="text-align: center;"><span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span></td> </tr> </tbody> </table> <p>注記*1 : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。</p> $C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$ $E = \frac{D}{3600 \cdot C}$							外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速	A (mm)	B (mm)	(A)	C (m <sup>2</sup> )	D (m <sup>3</sup> /h)	E (m/s)	(m/s)	114.3	6.0	100	0.00822	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px;"></span> *2	3.0	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>	165.2	7.1	150	0.01791	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px;"></span> *2	1.4	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>
外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速																												
A (mm)	B (mm)	(A)	C (m <sup>2</sup> )	D (m <sup>3</sup> /h)	E (m/s)	(m/s)																												
114.3	6.0	100	0.00822	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px;"></span> *2	3.0	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>																												
165.2	7.1	150	0.01791	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px;"></span> *2	1.4	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>																												

\*2 : 重大事故等対策の有効性評価解析において有効性が確認されている原子炉格納容器  
下部への注水流量： m<sup>3</sup>/h

4.5.1 水の供給設備

4.5.1 主配管

名 称		復水貯蔵槽大容量接続口（東）及び 復水貯蔵槽大容量接続口（西） ～ 復水貯蔵槽
最高使用圧力	MPa	2.0，静水頭
最高使用温度		66
外 径	mm	76.3，165.2
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は，復水貯蔵槽大容量接続口（東）及び復水貯蔵槽大容量接続口（西）と復水貯蔵槽を接続する配管であり，重大事故等対処設備として可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）より淡水又は海水を復水貯蔵槽へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 2.0MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合は <input type="text"/> <input type="text"/> 2.0MPa とする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 静水頭 本配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における復水貯蔵槽の使用圧力と同じ静水頭とする。</p> <p>2. 最高使用温度 本配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の使用温度 <input type="text"/> を上回る 66 とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合は，圧力損失が許容できる外径を選定する。 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により淡水又は海水を復水貯蔵槽へ送る場合については，令和 2 年 10 月 14 日付け原規規発第 2010147 号にて認可された柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機的设计及び工事の計画の -1-1-5-2「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）」のうち，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の 2.吐出圧力の設定根拠の配管圧損算出条件である 76.3mm，165.2mm を本配管の外径とする。</p>		

K6 -1-1-5-3 R0



5. 原子炉冷却材補給設備

5.1 補給水系

5.1.1 ポンプ

名 称		復水移送ポンプ		
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	□	□	□
揚 程	m	□	□	□
最高使用圧力	MPa	1.37, 1.70		
最高使用温度	℃	66, 85		
原 動 機 出 力	kW/個	55		
個 数	—	3		
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設計基準対象施設  復水移送ポンプは、設計基準対象施設として復水貯蔵槽に貯蔵されている復水を各使用系統先へ供給するために設置する。</li> <li>重大事故等対処設備  重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。</li> </ul> <p>復水移送ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は、残留熱除去系（低圧注水モード）の機能が喪失した場合において、復水貯蔵槽を水源とした復水移送ポンプにより残留熱除去系等を経由して、復水等を原子炉圧力容器へ注水することで、発電用原子炉を冷却できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。</p> <p>復水移送ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。</p> <p>系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とした復水移送ポンプにより残留熱除去系等を経由して、サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで発電用原子炉を冷却できる設計とする。</p>				

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。

復水移送ポンプは、設計基準対象施設が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ炉心の著しい損傷を防止するために設置する。

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

系統構成は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が機能喪失した場合において、復水貯蔵槽を水源とした復水移送ポンプにより残留熱除去系等を経由して、復水等をドライウェル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器下部注水系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。

復水移送ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を補給水系等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

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

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

系統構成は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで熔融炉心を冷却できる設計とする。

## 1. 容量

### 1.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの容量は、施設時と系統構成を含めて変わらないため、連続使用負荷と間欠使用負荷を考慮した復水移送ポンプ1個当たりの復水流量である  m<sup>3</sup>/h/個を上回る容量として、 m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

公称値については  125m<sup>3</sup>/h/個とする。

## 1.2 重大事故等対処設備

重大事故等時における復水移送ポンプの使用時の値を以下に示す。

### 1.2.1 低圧代替注水系使用時の容量 m<sup>3</sup>/h/個以上

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）又は原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、事故シーケンスグループ（高圧・低圧注水機能喪失、全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失、LOCA時注水機能喪失）及び格納容器破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において、有効性が確認されている容量が復水移送ポンプ2個で最大 m<sup>3</sup>/hのため、1個あたり m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

### 1.2.2 代替循環冷却系使用時の容量 m<sup>3</sup>/h/個以上

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、格納容器破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）において、有効性が確認されている容量が復水移送ポンプ2個で m<sup>3</sup>/h（原子炉圧力容器への注水流量が m<sup>3</sup>/h、原子炉格納容器へのスプレイ流量が m<sup>3</sup>/h又は、原子炉格納容器下部への注水流量が m<sup>3</sup>/h、原子炉格納容器へのスプレイ流量が m<sup>3</sup>/h）のため、1個あたり m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

### 1.2.3 代替格納容器スプレイ冷却系使用時の容量 m<sup>3</sup>/h/個以上

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、事故シーケンスグループ（高圧・低圧注水機能喪失、LOCA時注水機能喪失）及び格納容器破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において、有効性が確認されている容量が復水移送ポンプ2個で m<sup>3</sup>/hのため、1個あたり m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

### 1.2.4 格納容器下部注水系使用時の容量 m<sup>3</sup>/h/個以上

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、格納容器破損モード（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）において、有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注水流量が約 時間で m<sup>3</sup>のため、1個あたり m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

上とする。

## 2. 揚程

### 2.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として復水移送ポンプを使用する場合の揚程は、定格運転時の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約	<input type="text"/>	m
静水頭	約	<input type="text"/>	m
機器及び配管・弁類圧損	約	<input type="text"/>	m
<hr/>			
合計	約	<input type="text"/>	m

以上より、復水移送ポンプの揚程は、m以上とする。

公称値については要求される揚程を上回る85mとする。

### 2.2 重大事故等対処設備

重大事故等時における復水移送ポンプの使用時の値を以下に示す。

#### 2.2.1 低圧代替注水系 m以上

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）又は原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、事故シーケンスグループ（高圧・低圧注水機能喪失）において残留熱除去系(B)配管から原子炉圧力容器に復水移送ポンプ2個でm<sup>3</sup>/hで注水する場合の水源と移送先との圧力差、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約	<input type="text"/>	m
静水頭	約	<input type="text"/>	m
機器及び配管・弁類圧損	約	<input type="text"/>	m
<hr/>			
合計	約	<input type="text"/>	m

以上より、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）又は、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程はm以上とする。

2.2.2 代替循環冷却系  m 以上

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、格納容器破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において水源と移送先の圧力差（サプレッションプールと原子炉圧力容器の圧力差）、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約 <input type="text"/> m
静水頭	約 <input type="text"/> m
機器及び配管・弁類圧損	約 <input type="text"/> m

---

合計 約  m

以上より、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は  m 以上とする。

2.2.3 代替格納容器スプレイ冷却系  m 以上

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、格納容器破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と移送先の圧力差（大気開放である復水貯蔵槽と原子炉格納容器の圧力約  MPa の圧力差）、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約 <input type="text"/> m
静水頭	約 <input type="text"/> m
機器及び配管・弁類圧損	約 <input type="text"/> m

---

合計 約  m

以上より、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は  m 以上とする。

#### 2.2.4 格納容器下部注水系 m 以上

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、格納容器破損モード（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）において格納容器下部に注水する場合の水源と移送先の圧力差（大気開放である復水貯蔵槽と原子炉格納容器の圧力約  MPa との圧力差）、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約 <input type="text"/> m
静水頭	約 <input type="text"/> m
機器及び配管・弁類圧損	約 <input type="text"/> m
-----	
合計	約 <input type="text"/> m

以上より、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は  m 以上とする。

### 3. 最高使用圧力

#### 3.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切運転時の揚程約  MPa となり、静水頭約  MPa との合計が  MPa となることから、これを上回る圧力として 1.37MPa とする。

#### 3.2 重大事故等対処設備

復水移送ポンプを重大事故等時ににおいて使用する場合の圧力は、代替循環冷却系で使用する場合の圧力を基に設定しており、ポンプ締切運転時の揚程約  MPa、静水頭約  MPa 及び原子炉格納容器圧力  MPa の合計である約  MPa を上回る 1.70MPa とする。

### 4. 最高使用温度

#### 4.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として復水移送ポンプを使用する場合の最高使用温度は、復水貯蔵槽の最高使用温度と同じ 66℃ とする。

#### 4.2 重大事故等対処設備

復水移送ポンプを重大事故等時ににおいて使用する場合の温度は、水源が原子炉格納容器内にあることから、代替循環冷却系運転時の原子炉格納容器の重大事故等時における使用温度を基に設定する。

復水移送ポンプによる代替循環冷却系運転時の原子炉格納容器の重大事故等時における使用温度は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の格納容器破損モード（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」又は「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」）より約  °C となることから、これを上回る温度として 85°C とする。

5. 原動機出力

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの原動機出力は、定格流量点での軸動力を基に設定する。

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

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

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

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

P : 軸動力 (kW)

P<sub>w</sub> : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1000

g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

Q : 容量 (m<sup>3</sup>/s) = 125/3600

H : 揚程 (m) = 85

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{125}{3600}\right) \times 85}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記より、設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの原動機出力は必要軸動力  kW を上回る 55kW/個とする。

復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、重大事故等時の容量が最も高くなる低压代替注水系において使用する場合の軸動力を基に設定する。

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

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

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

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

P : 軸動力(kW)

P<sub>w</sub> : 水動力(kW)

ρ : 密度(kg/m<sup>3</sup>) = 1000

g : 重力加速度(m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

Q : 容量(m<sup>3</sup>/s) = □\*/3600

H : 揚程(m) = 76

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) = □

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{\square}{3600}\right) \times 76}{\square / 100} = \square \div \square \text{ kW}$$

注記\* : 重大事故等対策の有効性評価解析において有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量 □ m<sup>3</sup>/h/個にミニマムフロー流量 □ m<sup>3</sup>/h/個を考慮した値。

以上より、重大事故等対処設備として使用する場合の原動機出力は必要軸動力 □ kW を上回る値として、設計基準対象施設と同仕様で設計し、55kW/個とする。

#### 6. 個数

復水移送ポンプ(原動機含む。)は、設計基準対象施設として復水貯蔵槽に貯蔵されている復水を各使用系統へ供給するために必要な個数である3個設置し、内1個を常時運転とする。

復水移送ポンプ(原動機含む。)は、設計基準対象施設として3個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。



5.1.2 貯蔵槽

名 称		復水貯蔵槽	
容 量	m <sup>3</sup>	□以上(2100)	
最高使用圧力	MPa	静水頭	
最高使用温度	℃	66	
個 数	—	1	
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設 復水貯蔵槽は、設計基準対象施設として、原子炉隔離時における高圧炉心注水系又は原子炉隔離時冷却系へ供給する非常用水、プラント起動停止時及び通常運転時における各使用系統へ供給する常用水を貯蔵するために設置する。</li> <li>・重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心注水系）として使用する復水貯蔵槽は、以下の機能を有する。  復水貯蔵槽は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は、高圧炉心注水系ポンプにより復水貯蔵槽の冷却水を炉心上部より燃料集合体上に注水し、炉心を冷却できる設計とする。  重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）として使用する復水貯蔵槽は、以下の機能を有する。  復水貯蔵槽は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は、原子炉隔離時冷却系ポンプにより復水貯蔵槽の冷却水を復水給水系を經由して原子炉圧力容器へ注水し、炉心を冷却できる設計とする。  重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系）として使用する復水貯蔵槽は、以下の機能を有する。  復水貯蔵槽は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</li> </ul>			

系統構成は、高圧代替注水系ポンプにより復水貯蔵槽の冷却水を高圧炉心注水系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）として使用する復水貯蔵槽は、以下の機能を有する。

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

系統構成は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の冷却水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

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

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

系統構成は、想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイに使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である高圧代替注水系、低圧代替注水系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源として使用できる設計とする。

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

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

系統構成は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の冷却水を補給水系等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する復水貯蔵槽は、以下の機能を有する。

復水貯蔵槽は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合に

において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の冷却水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウェル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

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

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

系統構成は、高圧代替注水系ポンプにより復水貯蔵槽の冷却水を高圧炉心注水系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで熔融炉心を冷却できる設計とする。

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

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

系統構成は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の冷却水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで熔融炉心を冷却できる設計とする。

#### 1. 容量

設計基準対象施設として使用する復水貯蔵槽の必要容量は、有効容量  m<sup>3</sup> と無効容量  m<sup>3</sup> を考慮した容量である  m<sup>3</sup> 以上とする。

復水貯蔵槽を重大事故等時において高圧炉心注水系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧代替注水系ポンプ、復水移送ポンプ（低圧代替注水系、代替格納容器スプレイ冷却系、格納容器下部注水系）による炉心注入等の水源として使用する場合の容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、格納容器破損モードである「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、事故発生前に必要となる容量  m<sup>3</sup> に無効容量  m<sup>3</sup> を考慮した容量である  m<sup>3</sup> 以上であることから設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m<sup>3</sup> 以上とする。

公称値については、設計基準対象施設として要求される容量  m<sup>3</sup> 及び重大事故等に要求される  m<sup>3</sup> を上回る 2100m<sup>3</sup> とする。

2. 最高使用圧力

復水貯蔵槽を重大事故等時において使用する場合は、復水貯蔵槽が開放型タンクであることから、静水頭とする。

3. 最高使用温度

復水貯蔵槽を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において有効性を確認している代替淡水源の温度 40℃及び海水の温度 30℃を上回る 66℃とする。

4. 個数

復水貯蔵槽は、設計基準対象施設として原子炉隔離時における高圧炉心注水系又は原子炉隔離時冷却系へ供給及び、プラント起動停止時及び通常運転時における各使用系統へ供給するために必要な個数である 1 個設置する。

復水貯蔵槽は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

### 5.1.3 主配管

名 称		復水貯蔵槽 ～ E22-F021, F022, F023
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	318.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、復水貯蔵槽と E22-F021, F022, F023 を接続する配管であり、設計基準対象施設として復水貯蔵槽から復水を高圧炉心注水系ポンプ(B), (C)又は原子炉隔離時冷却系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、復水貯蔵槽から復水を復水移送ポンプ、高圧炉心注水系ポンプ(B), (C), 原子炉隔離時冷却系ポンプ又は高圧代替注水系ポンプに供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、復水貯蔵槽が開放型タンクであることから、静水頭とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、復水貯蔵槽の重大事故等時における使用圧力と同じ静水頭とする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、復水貯蔵槽の設計温度が 66℃であることから、66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、復水貯蔵槽の重大事故等時における使用温度と同じ 66℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、低圧代替注水系運転時の最大流量が <input type="text"/> m<sup>3</sup>/h であり、設計基準対象施設として高圧炉心注水系ポンプ 2 台、原子炉隔離時冷却系ポンプ 1 台運転時の最大流量 <input type="text"/> m<sup>3</sup>/h を下回るため、標準流速を目安に設定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し 318.5mm とする。</p>		

名 称		復水貯蔵槽 ～ 制御棒駆動系分岐部
最高使用圧力	MPa	静水頭, 1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	267.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、復水貯蔵槽と制御棒駆動系分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として復水貯蔵槽より復水を復水移送ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、復水貯蔵槽より復水等を復水移送ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 静水頭</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、復水貯蔵槽が開放型タンクであることから、静水頭とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、復水貯蔵槽の重大事故等時における使用圧力と同じ静水頭とする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 1.37MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、復水貯蔵槽の設計温度が66℃であることから、66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、復水貯蔵槽の重大事故等時における使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、低圧代替注水系運転時の最大流量が</p>		

□ m<sup>3</sup>/h であり、設計基準対象施設としての復水移送ポンプ 3 台運転時の最大流量 □ m<sup>3</sup>/h を下回るため、標準流速を目安に設定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm とする。

名 称		制御棒駆動系分岐部 ～ 低圧代替注水系合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	267.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、制御棒駆動系分岐部と低圧代替注水系合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として復水貯蔵槽より復水を復水移送ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、復水貯蔵槽より復水等を復水移送ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、復水貯蔵槽の設計温度が66℃であることから、66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、復水貯蔵槽の重大事故等時における使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、低圧代替注水系運転時の最大流量が <input type="text"/> m<sup>3</sup>/h であり、設計基準対象施設としての復水移送ポンプ3台運転時の最大流量 <input type="text"/> m<sup>3</sup>/h を下回るため、標準流速を目安に設定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mmとする。</p>		



名 称		低压代替注水系合流部 ～ 復水移送ポンプ
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66, 85
外 径	mm	267.4, 216.3, 165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、低压代替注水系合流部と復水移送ポンプを接続する配管であり、設計基準対象施設として復水貯蔵槽に貯蔵されている復水を復水移送ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、復水貯蔵槽又はサプレッションプールより復水等を復水移送ポンプに供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 66℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「制御棒駆動系分岐部～低压代替注水系合流部」の最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 85℃</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、代替循環冷却系運転時の水源であるサプレッションプールが原子炉格納容器内に設置されることから復水移送ポンプによる代替循環冷却系運転時の原子炉格納容器の重大事故等時における使用温度を基に設定する。</p> <p>復水移送ポンプによる代替循環冷却系運転時の原子炉格納容器の重大事故等時における使用温度は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」及び「高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」より約□℃となることから、これを上回る温度として85℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 267.4mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、低压代替注水系運転時の最大流量</p>		

が  m<sup>3</sup>/h であり、設計基準対象施設としての復水移送ポンプ 3 台運転時の最大流量  m<sup>3</sup>/h を下回るため、標準流速を目安に設定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm とする。

### 3.2 外径 216.3mm, 165.2mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントのポンプ吸込配管の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、216.3mm, 165.2mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量 D (m <sup>3</sup> /h)	流速*1 E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138	<input type="text"/> *2	1.4	<input type="text"/>
165.2	7.1	150	0.01791	<input type="text"/> *2	2.5	<input type="text"/>

注記\*1 : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

\*2 : 重大事故等対策の有効性評価解析において有効性が確認されている原子炉压力容器への注水流量で運転する際のポンプ最大流量 :  m<sup>3</sup>/h

名 称		復水移送ポンプ ～ 補給水系復水移送ポンプ出口分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37, 1.70
最高使用温度	℃	66, 85
外 径	mm	114.3, 165.2, 267.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、復水移送ポンプと補給水系復水移送ポンプ出口分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として復水貯蔵槽に貯蔵されている復水を復水移送ポンプにより各使用系統先へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、復水移送ポンプにより復水等を原子炉圧力容器へ注水するため又は原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 1.37MPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 1.70MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における復水移送ポンプの代替循環冷却系としての使用圧力と同じ1.70MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 66℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、復水移送ポンプの最高使用温度と同じ、66℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 85℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水移送ポンプの代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 114.3mm, 165.2mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mm, 165.2mmとする。</p>		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量 D (m <sup>3</sup> /h)	流速*1 E (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	6.0	100	0.00822	<input type="text"/> *2	5.4	<input type="text"/>
165.2	7.1	150	0.01791	<input type="text"/> *2	2.5	<input type="text"/>

注記\*1 : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

\*2 : 重大事故等対策の有効性評価解析において有効性が確認されている原子炉压力容器への注水流量で運転する際のポンプ最大流量 :  m<sup>3</sup>/h

### 3.2 外径 267.4mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、低圧代替注水系運転時の原子炉压力容器への注水流量が  m<sup>3</sup>/h であり、設計基準対象施設としての復水移送ポンプ 3 台運転時の最大流量  m<sup>3</sup>/h を下回るため、標準流速を目安に設定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm とする。

6. 原子炉補機冷却設備

6.1 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系

6.1.1 熱交換器

名 称		原子炉補機冷却水系熱交換器
容 量 (設計熱交換量)	MW/個	□以上(17.4)
最高使用圧力	MPa	管側 0.78/胴側 1.37
最高使用温度	℃	管側 50/胴側 70
伝 熱 面 積	m <sup>2</sup> /個	□以上(□)
個 数	—	4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設計基準対象施設 原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (D)は, 設計基準対象施設として残留熱除去系熱交換器(A), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A), 非常用ディーゼル発電設備(A)等を冷却する原子炉補機冷却水を海水で冷却するために設置する。</li> <li>原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (E)は, 設計基準対象施設として残留熱除去系熱交換器(B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B), 非常用ディーゼル発電設備(B)等を冷却する原子炉補機冷却水を海水で冷却するために設置する。</li> <li>重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (B), (D), (E)は, 以下の機能を有する。</li> </ul> <p>原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (D)は, 設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため, 最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は, 想定される重大事故等時において, 原子炉補機冷却海水ポンプ(A), (D)により海水を原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (D)へ供給するとともに, 原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)により原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (D)にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A), 非常用ディーゼル発電設備(A)等へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。</p> <p>原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (E)は, 設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため, 最終ヒートシンクへ熱を輸送す</p>		

るために設置する。

系統構成は、想定される重大事故等時において、原子炉補機冷却海水ポンプ(B), (E)により海水を原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (E)へ供給するとともに、原子炉補機冷却海水ポンプ(B), (E)により原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (E)にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B), 非常用ディーゼル発電設備(B)等へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。

#### 1. 容量（設計熱交換量）

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (B), (D), (E)の容量（設計熱交換量）は、定格出力運転時に原子炉補機冷却海水温度30℃において35℃の原子炉補機冷却水を供給可能な容量とし、定格出力運転時における原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (B), (D), (E)1個当たりの必要容量は原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (D)が  MW, 原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (E)が  MWであることから、 MW/個以上とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (B), (D), (E)の重大事故等時における容量（設計熱交換量）は、重大事故等時も原子炉補機冷却海水温度30℃において35℃の原子炉補機冷却水を供給できることを確認していることから設計基準対象施設と同仕様で設計し、 MW/個以上とする。

公称値については、 17.4 MW/個とする。

#### 2. 最高使用圧力

##### 2.1 最高使用圧力（管側） 0.78MPa

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (B), (D), (E)（管側）の最高使用圧力は、主配管「原子炉補機冷却海水系ストレーナ～原子炉補機冷却水系熱交換器」の最高使用圧力と同じ0.78MPaとする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (B), (D), (E)（管側）を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、0.78MPaとする。

##### 2.2 最高使用圧力（胴側） 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (B), (D), (E)（胴側）の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水ポンプ(A), (B), (D), (E)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (B), (D), (E)（胴側）を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPaとする。

### 3. 最高使用温度

#### 3.1 最高使用温度（管側） 50℃

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (B), (D), (E)（管側）の最高使用温度は、主配管「原子炉補機冷却海水系ストレーナ～原子炉補機冷却水系熱交換器」の最高使用温度と同じ50℃とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (B), (D), (E)（管側）を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、50℃とする。

#### 3.2 最高使用温度（胴側） 70℃

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (B), (D), (E)（胴側）の最高使用温度は、原子炉補機冷却水の供給温度35℃に負荷である残留熱除去系熱交換器での熱交換後の最大上昇温度である ℃を考慮した ℃を上回る70℃とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (B), (D), (E)（胴側）を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、70℃とする。

### 4. 伝熱面積

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (B), (D), (E)の伝熱面積は、容量（設計熱交換量）17.4MWを満足するために必要な最小伝熱面積を基に設定する。

原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (B), (D), (E)の伝熱面積は、メーカーの設計段階にて確認している必要な最小伝熱面積が  m<sup>2</sup>であることから、これを上回る伝熱面積として、 m<sup>2</sup>/個以上とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (B), (D), (E)を重大事故等時において使用する場合は伝熱面積は、重大事故等時の容量が設計基準対象施設の容量と同仕様であるため、設計基準対象施設として使用する伝熱面積と変わらない。

以上より、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m<sup>2</sup>/個以上とする。

公称値については、要求される伝熱面積を上回る  m<sup>2</sup>/個とする。

### 5. 個数

原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (B), (D), (E)は、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器等へ供給するために必要な個数である4個設置する。

原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (B), (D), (E)は, 設計基準対象施設として4個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。



名 称		原子炉補機冷却水系熱交換器
容 量 (設計熱交換量)	MW/個	□以上(16.3)
最高使用圧力	MPa	管側 0.78/胴側 1.37
最高使用温度	℃	管側 50/胴側 70
伝 熱 面 積	m <sup>2</sup> /個	□以上(□)
個 数	—	2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設 原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)は、設計基準対象施設として残留熱除去系熱交換器(C), 非常用ディーゼル発電設備(C)等を冷却する原子炉補機冷却水を海水で冷却するために設置する。</li> <li>・重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)は、以下の機能を有する。  原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。  系統構成は、想定される重大事故等時において、原子炉補機冷却海水ポンプ(C), (F)により海水を原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)へ供給するとともに、原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)により原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(C), 非常用ディーゼル発電設備(C)等へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。</li> </ul> <p>1. 容量(設計熱交換量) 設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)の容量(設計熱交換量)は、定格出力運転時に原子炉補機冷却海水温度 30℃において 35℃の原子炉補機冷却水を供給可能な容量とし、定格出力運転時における原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)1個当たりの必要容量は □MW であることから、□MW/個以上とする。  原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)の重大事故等時における容量(設計熱交換量)は、重大事故等時も原子炉補機冷却海水温度 30℃において 35℃の原子炉補機冷却水を供給できることを確認していることから設計基準対象施設と同仕様で設計し、□MW/個以上とする。</p>		

公称値については、 16.3MW/個とする。

## 2. 最高使用圧力

### 2.1 最高使用圧力（管側） 0.78MPa

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)（管側）の最高使用圧力は、主配管「原子炉補機冷却海水系ストレーナ～原子炉補機冷却水系熱交換器」の最高使用圧力と同じ0.78MPaとする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)（管側）を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、0.78MPaとする。

### 2.2 最高使用圧力（胴側） 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)（胴側）の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)（胴側）を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPaとする。

## 3. 最高使用温度

### 3.1 最高使用温度（管側） 50℃

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)（管側）の最高使用温度は、主配管「原子炉補機冷却海水系ストレーナ～原子炉補機冷却水系熱交換器」の最高使用温度と同じ50℃とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)（管側）を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、50℃とする。

### 3.2 最高使用温度（胴側） 70℃

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)（胴側）の最高使用温度は、原子炉補機冷却水の供給温度35℃に負荷である残留熱除去系熱交換器での熱交換後の最大上昇温度である℃を考慮した℃を上回る70℃とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)（胴側）を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、

70℃とする。

#### 4. 伝熱面積

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)の伝熱面積は、容量(設計熱交換量) 16.3MW を満足するために必要な最小伝熱面積を基に設定する。

原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)の伝熱面積は、メーカーの設計段階にて確認している必要な最小伝熱面積が  m<sup>2</sup> であることから、これを上回る伝熱面積として  m<sup>2</sup>/個以上とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)を重大事故等時において使用する場合の伝熱面積は、重大事故等時の容量が設計基準対象施設の容量と同仕様であるため、設計基準対象施設として使用する伝熱面積と変わらない。

以上より、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m<sup>2</sup>/個以上とする。

公称値については、要求される伝熱面積を上回る m<sup>2</sup>/個とする。

#### 5. 個数

原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)は、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器等へ供給するために必要な個数である2個設置する。

原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)は、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

6.1.2 ポンプ

名 称		原子炉補機冷却水ポンプ	
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	□以上(1300)	
揚 程	m	□以上(58)	
最高使用圧力	MPa	1.37	
最高使用温度		70	
原 動 機 出 力	kW/個	320	
個 数		4	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>・設計基準対象施設</p> <p>原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)は、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A),燃料プール冷却浄化系熱交換器(A),非常用ディーゼル発電設備(A)等の原子炉補機へ供給するために設置する。</p> <p>原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)は、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B),燃料プール冷却浄化系熱交換器(B),非常用ディーゼル発電設備(B)等の原子炉補機へ供給するために設置する。</p> <p>・重大事故等対処設備</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却系統設備(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(A),(B),(D),(E)は、以下の機能を有する。</p> <p>原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、想定される重大事故等時において、原子炉補機冷却海水ポンプ(A),(D)により海水を原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(D)へ供給するとともに、原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)により原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(D)にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A),燃料プール冷却浄化系熱交換器(A),非常用ディーゼル発電設備(A)等へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。</p> <p>原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p>			

系統構成は、想定される重大事故等時において、原子炉補機冷却海水ポンプ(B),(E)により海水を原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(E)へ供給するとともに、原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)により原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(E)にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)、非常用ディーゼル発電設備(B)等へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。

## 1. 容量

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(A),(B),(D),(E)の容量は、原子炉補機冷却水ポンプ1個当たりの原子炉補機冷却水流量が最大となる原子炉高温待機時(外部電源喪失時)の原子炉補機冷却水流量である  $1250\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$  を上回る容量として   $\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$  以上とする。

原子炉補機冷却水ポンプ(A),(B),(D),(E)を重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、  $\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$  以上とする。

公称値については、  $1300\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$  とする。

## 2. 揚程

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(A),(B),(D),(E)の揚程は、圧力損失が最大となる原子炉再循環ポンプモータ冷却熱交換器を冷却する配管ルートで、原子炉補機冷却水ポンプ2個で循環運転したときの機器圧損、配管及び弁類圧損を基に設定する。

機器圧損	<input type="text"/>	m
配管・弁類圧損	<input type="text"/>	m
合計	<input type="text"/>	m

以上より、原子炉補機冷却水ポンプ(A),(B),(D),(E)の揚程は、 m 以上とする。

原子炉補機冷却水ポンプ(A),(B),(D),(E)を重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m 以上とする。

公称値については、要求される揚程を上回る 58m とする。

3. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(A),(B),(D),(E)の最高使用圧力は、静水頭  MPa と原子炉補機冷却水ポンプの締切運転時の揚程  MPa の合計が  MPa となることから、これを上回る圧力とし、1.37MPa とする。

原子炉補機冷却水ポンプ(A),(B),(D),(E)を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPa とする。

4. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(A),(B),(D),(E)の最高使用温度は、原子炉補機冷却水の供給温度 35 に負荷である残留熱除去系熱交換器(A),(B)での熱交換後の最大上昇温度である  を考慮した  を上回る 70 とする。

原子炉補機冷却水ポンプ(A),(B),(D),(E)を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、70 とする。

5. 原動機出力

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(A),(B),(D),(E)の原動機出力は、定格流量点での軸動力を基に設定する。

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

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

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

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

- P : 軸動力(kW)
- P<sub>w</sub> : 水動力(kW)
- ρ : 密度(kg/m<sup>3</sup>) = 1000
- g : 重力加速度(m/s<sup>2</sup>) = 9.80665
- Q : 容量(m<sup>3</sup>/s) = 1300/3600
- H : 揚程(m) = 58
- η : ポンプ効率(%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1300}{3600}\right) \times 58}{\square / 100} = \square \quad \square \text{ kW}$$

上記より，原子炉補機冷却水ポンプ(A)，(B)，(D)，(E)の原動機出力は必要軸動力  $\square$  kW を上回る出力とし，320kW/個とする。

原子炉補機冷却水ポンプ(A)，(B)，(D)，(E)を重大事故等時において使用する場合の原動機出力は，設計基準対象施設として同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計し，320kW/個とする。

#### 6. 個数

原子炉補機冷却水ポンプ(A)，(B)，(D)，(E)（原動機含む。）は，設計基準対象施設として原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器等へ供給するために必要な個数である各系列（(A)，(D)及び(B)，(E)がそれぞれ1系列）に2個とし，合計4個設置する。

原子炉補機冷却水ポンプ(A)，(B)，(D)，(E)（原動機含む。）は，設計基準対象施設として4個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称		原子炉補機冷却水ポンプ	
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	<input type="text"/>	以上(1100)
揚 程	m	<input type="text"/>	以上(53)
最高使用圧力	MPa		1.37
最高使用温度			70
原 動 機 出 力	kW/個		260
個 数			2

【設 定 根 拠】

(概要)

・設計基準対象施設

原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)は、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(C)、非常用ディーゼル発電設備(C)の原子炉補機へ供給するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)は、以下の機能を有する。

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

系統構成は、想定される重大事故等時において、原子炉補機冷却海水ポンプ(C),(F)により海水を原子炉補機冷却水系熱交換器(C),(F)へ供給するとともに、原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)により原子炉補機冷却水系熱交換器(C),(F)にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(C)、非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。

1. 容量

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)の容量は、原子炉補機冷却水ポンプ1個当たりの原子炉補機冷却水流量が最大となる原子炉停止時冷却時の原子炉補機冷却水流量である m<sup>3</sup>/h/個を上回る容量として、 m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)を重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

公称値については、 1100m<sup>3</sup>/h/個とする。



2. 揚程

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)の揚程は、圧力損失が最大となる高電導度廃液系濃縮装置復水器を冷却する配管ルートで、原子炉補機冷却水ポンプ 2 個で循環運転したときの機器圧損、配管及び弁類圧損を基に設定する。

機器圧損  m  
 配管・弁類圧損  m  
  
 合計  m

以上より、原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)の揚程は、 m 以上とする。

原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)を重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し  m 以上とする。

公称値については、要求される揚程を上回る 53m とする。

3. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)の最高使用圧力は、静水頭  MPa と原子炉補機冷却水ポンプの締切運転時の揚程  MPa の合計が  MPa となることから、これを上回る圧力とし、1.37MPa とする。

原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPa とする。

4. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)の最高使用温度は、原子炉補機冷却水の供給温度 35 に負荷である残留熱除去系熱交換器での熱交換後の最大上昇温度である  を考慮した  を上回る 70 とする。

原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、70 とする。

5. 原動機出力

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)の原動機出力は、定格流量点での軸動力を基に設定する。

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

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

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

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

P : 軸動力(kW)

P<sub>w</sub> : 水動力(kW)

ρ : 密度(kg/m<sup>3</sup>) = 1000

g : 重力加速度(m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

Q : 容量(m<sup>3</sup>/s) = 1100/3600

H : 揚程(m) = 53

η : ポンプ効率(%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1100}{3600}\right) \times 53}{\eta} = \text{} \text{  kW}$$

上記より、原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)の原動機出力は必要軸動力  kW を上回る出力とし、260 kW/個とする。

原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)を重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、260kW/個とする。

#### 6. 個数

原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F) (原動機含む。)は、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器等へ供給するために必要な個数である1系列(C),(F)が1系列)に2個設置する。

原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F) (原動機含む。)は、設計基準対象施設として2個を重大事故等対処設備として使用する。

名 称		原子炉補機冷却海水ポンプ	
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	<input type="text"/>	以上(1800)
揚 程	m	<input type="text"/>	以上(35)
最高使用圧力	MPa	0.78	
最高使用温度	℃	50	
原 動 機 出 力	kW/個	270	
個 数	—	6	

**【設 定 根 拠】**

(概要)

・設計基準対象施設

原子炉補機冷却海水ポンプは、設計基準対象施設として取水槽から海水を揚水し、これを原子炉補機冷却水系熱交換器に供給するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）として使用する原子炉補機冷却海水ポンプは、以下の機能を有する。

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

系統構成は、想定される重大事故等時において、原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ供給するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器、燃料プール冷却浄化系熱交換器、非常用ディーゼル発電設備等へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。

1. 容量

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却海水ポンプの容量は、原子炉補機冷却系熱交換器に供給する海水流量を基に設定する。1 個当たりの海水流量が最大となる通常運転時及び事故時の海水流量である  m<sup>3</sup>/h/個を考慮し、 m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

原子炉補機冷却海水ポンプを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

公称値については、 1800m<sup>3</sup>/h/個とする。

## 2. 揚程

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却海水ポンプの揚程は、下記を考慮する。

静水頭		m
機器圧損		m
配管・弁類圧損		m
合計		m

以上より、原子炉補機冷却海水ポンプの揚程は、 m 以上とする。

原子炉補機冷却海水ポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m 以上とする。

公称値については、要求される揚程を上回る 35m とする。

## 3. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用圧力は、静水頭  MPa と原子炉補機冷却海水ポンプの締切運転時の揚程  MPa の合計が  MPa となることから、これを上回る圧力とし、0.78MPa とする。

原子炉補機冷却海水ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、0.78MPa とする。

## 4. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用温度は、設計海水温度 (30℃) において、最大熱負荷 (LOCA 時) を考慮した原子炉補機冷却水系熱交換器出口最高温度 (約  °C) を上回る 50℃ に設定する。

以上より、原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用温度は 50℃ とする。

原子炉補機冷却海水ポンプを重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、50℃ とする。

## 5. 原動機出力

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却海水ポンプの原動機出力は、原子炉補機冷却海水ポンプの定格流量点での軸動力を基に設定する。

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

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

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

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

P : 軸動力 (kW)

P<sub>w</sub> : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1025 (5~30°C, 海水)

g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

Q : 容量 (m<sup>3</sup>/s) = 1800/3600

H : 揚程 (m) = 35

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1025 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記より、原子炉補機冷却海水ポンプの原動機出力は必要軸動力  kW を上回る 270kW/個とする。

原子炉補機冷却海水ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、270kW/個とする。

## 6. 個数

原子炉補機冷却海水ポンプ (原動機含む。) は、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水系熱交換器へ海水を供給するために必要な個数である各系列に 2 個とし、合計 6 個設置する。

原子炉補機冷却海水ポンプ (原動機含む。) は、設計基準対象施設として 6 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

6.1.3 容器

名 称		原子炉補機冷却水系サージタンク	
容 量	m <sup>3</sup> /個		(16.0)
最高使用圧力	MPa	静水頭	
最高使用温度	℃	70	
個 数	—	3	
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>原子炉補機冷却水系サージタンクは、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水の温度変化に伴う体積膨張分の吸収、各部からの漏えい冷却水の補給及び原子炉補機冷却水ポンプ押込圧力の確保のために設置する。</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）として使用する原子炉補機冷却水系サージタンクは、以下の機能を有する。</p> <p>原子炉補機冷却水系サージタンクは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、想定される重大事故等時において、原子炉補機冷却水系サージタンクにより系統内の水張り及び原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保し、原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ供給するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器、燃料プール冷却浄化系熱交換器、非常用ディーゼル発電設備等へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。</p> <p>原子炉補機冷却水系サージタンクは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、サプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、原子炉補機冷却水系サージタンクにより系統内の水張り及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保するとともに、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器に海水を供給することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p>			

原子炉補機冷却水系サージタンクは、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、使用済燃料貯蔵プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するために、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、原子炉補機冷却水系サージタンクにより系統内の水張り及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保するとともに、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器に海水を供給することで、燃料プール冷却浄化系の熱交換器等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

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

系統構成は、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、原子炉補機冷却水系サージタンクにより系統内の水張り及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保するとともに、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器に海水を供給することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

## 1. 容量

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系サージタンクの容量は、温度変化に伴う体積膨張分を吸収するために必要な量  m<sup>3</sup>、系外への漏えい時に補給再開まで余裕を確保するための量  m<sup>3</sup>、補給水止め弁開失敗検出のための余裕量  m<sup>3</sup>、原子炉補機冷却水の漏洩に対する補給頻度（2週間に1回程度の補給頻度）を考慮した量  m<sup>3</sup>、原子炉補機冷却水系常用系配管の破断から遮断弁全閉までの系外漏洩水量に余裕を見込んだ量  m<sup>3</sup> 及び上記を足し合わせた水位からオーバーフローまでの余裕量  m<sup>3</sup> を考慮し、 m<sup>3</sup>/個とする。

原子炉補機冷却水系サージタンクを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m<sup>3</sup>/個とする。

公称値については、要求される容量を上回る 16.0m<sup>3</sup>/個とする。

## 2. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系サージタンクの最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系サージタンクが開放型タンクであることから、静水頭とする。

原子炉補機冷却水系サージタンクを重大事故等時において使用する場合は、原子炉補機冷却水系サージタンクが開放型タンクであることから、静水頭とする。

### 3. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系サージタンクの最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器（胴側）の最高使用温度と同じ70℃とする。

原子炉補機冷却水系サージタンクを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「原子炉補機冷却水系サージタンク(A)～原子炉補機冷却水系サージタンク(A)出口配管合流部」，「原子炉補機冷却水系サージタンク(B)～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部」及び「原子炉補機冷却水系サージタンク(C)～原子炉補機冷却水系サージタンク(C)出口配管合流部」の使用温度と同じ70℃とする。

### 4. 個数

原子炉補機冷却水系サージタンクは、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水の温度変化に伴う膨張を吸収するために必要な個数である各系列に1個、合計3個設置する。

原子炉補機冷却水系サージタンクは、設計基準対象施設として3個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。



#### 6.1.4 ろ過装置

名 称		原子炉補機冷却海水系ストレーナ	
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	□以上(1800)	
最高使用圧力	MPa	0.78	
最高使用温度	℃	50	
個 数	—	6	
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>原子炉補機冷却海水系ストレーナは、設計基準対象施設として海水に含まれる異物を除去することによって、下流に設置されている原子炉補機冷却水系熱交換器の性能低下を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等時に原子炉系冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）として使用する原子炉補機冷却海水系ストレーナは、以下の機能を有する。</p> <p>原子炉補機冷却海水系ストレーナは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、想定される重大事故等時において、原子炉補機冷却海水ポンプにより原子炉補機冷却海水系ストレーナを経由し、海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ供給するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器、燃料プール冷却浄化系熱交換器、非常用ディーゼル発電設備等へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却海水系ストレーナの容量は、原子炉補機冷却海水ポンプの容量と同じ□m<sup>3</sup>/h/個以上とする。</p> <p>原子炉補機冷却海水系ストレーナを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、□m<sup>3</sup>/h/個以上とする。</p> <p>公称値については□1800 m<sup>3</sup>/h/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却海水系ストレーナの最高使用圧力は、原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用圧力と同じ、0.78MPaとする。</p>			

原子炉補機冷却海水系ストレーナを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、0.78MPaとする。

### 3. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却海水系ストレーナの最高使用温度は、原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用温度と同じ50℃とする。

原子炉補機冷却海水系ストレーナを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、50℃とする。

### 4. 個数

原子炉補機冷却海水系ストレーナは、設計基準対象施設として海水中に含まれる固形物を除去するために必要な個数として各系列に2個とし、合計6個設置する。

重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水系ストレーナは、設計基準対象施設として6個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

### 6.1.5 主配管

名 称		原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D) ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (D)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	406.4, 457.2, 609.6
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)と原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (D)を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)より原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水ポンプ使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4mm, 457.2mm, 609.6mmとする。</p>		

名 称		原子炉補機冷却水系熱交換器 (A), (D) ～ 代替原子炉補機冷却系配管 (A) 合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	457.2, 609.6
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水系熱交換器 (A), (D) と代替原子炉補機冷却系配管 (A) 合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ (A), (D) により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器 (A), 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) 及び非常用ディーゼル発電設備 (A) へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ (A), (D) より原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器 (A), 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) 及び非常用ディーゼル発電設備 (A) へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、457.2mm, 609.6mm とする。</p>		

名 称		代替原子炉補機冷却系配管(A)合流部 ～ 残留熱除去系熱交換器(A)入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	609.6, 457.2, 318.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、代替原子炉補機冷却系配管(A)合流部と残留熱除去系熱交換器(A)入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)より原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給、又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 609.6mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した</p>		

設計基準対象施設と同仕様で設計し、609.6mm とする。

### 3.2 外径 457.2mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、450A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、457.2mm とする。

### 3.3 外径 318.5mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、300A の継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、318.5mm とする。

名 称		残留熱除去系熱交換器(A) 入口配管分岐部 ～ 残留熱除去系熱交換器(A)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	609.6, 406.4

【設 定 根 拠】

(概要)

本配管は、残留熱除去系熱交換器(A) 入口配管分岐部と残留熱除去系熱交換器(A)を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A)へ供給するために設置する。

重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合は流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、609.6mm, 406.4mmとする。

名 称		残留熱除去系熱交換器(A) ～ 残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70, 90
外 径	mm	406.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系熱交換器(A)と残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として残留熱除去系熱交換器(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、残留熱除去系熱交換器(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)及び残留熱除去系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ90℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、406.4mmとする。</p>		



名 称		残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管合流部 ~ 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A) 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70, 90
外 径	mm	609.6, 406.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管合流部と原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A) 出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として残留熱除去系熱交換器(A)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、残留熱除去系熱交換器(A)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)へ供給、又は残留熱除去系熱交換器(A)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)及び残留熱除去系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ90℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合は流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、609.6mm, 406.4mmとする。</p>		

名 称		原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A) 出口配管合流部 ～ 代替原子炉補機冷却系配管(A) 分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70, 90
外 径	mm	609.6, 318.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A) 出口配管合流部と代替原子炉補機冷却系配管(A) 分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として残留熱除去系熱交換器(A)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) 及び非常用ディーゼル発電設備(A) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D) へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、残留熱除去系熱交換器(A)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) 及び非常用ディーゼル発電設備(A) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D) へ供給、又は残留熱除去系熱交換器(A) 及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) にて熱交換した原子炉補機冷却水を熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側) の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側) 及び残留熱除去系熱交換器(胴側) の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側) の最高使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(胴側) の使用温度と同じ 90℃ とする。</p> <p>3. 外径 3.1 外径 609.6mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、609.6mm とする。</p>		

### 3.2 外径 318.5mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、300Aの継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、318.5mmとする。

名 称		代替原子炉補機冷却系配管 (A) 分岐部 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ (A), (D)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	609.6, 457.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、代替原子炉補機冷却系配管 (A) 分岐部と原子炉補機冷却水ポンプ (A), (D) を接続する配管であり、設計基準対象施設として残留熱除去系熱交換器 (A), 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) 及び非常用ディーゼル発電設備 (A) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (A), (D) へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、残留熱除去系熱交換器 (A), 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) 及び非常用ディーゼル発電設備 (A) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (A), (D) へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合は流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、609.6mm, 457.2mm とする。</p>		

名 称		残留熱除去系熱交換器(A) 入口配管分岐部 ～ 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A) 入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	457.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系熱交換器(A) 入口配管分岐部と原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A) 入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)により原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)より原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給、又は熱交換器ユニット代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、457.2mmとする。</p>		

名 称		原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)入口配管分岐部 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	457.2, 355.6, 216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)入口配管分岐部と燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)より原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給、又は熱交換器ユニット代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 355.6mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した</p>		

設計基準対象施設と同仕様で設計し、355.6mm とする。

3.2 外径 457.2mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、450A の継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、457.2mm とする。

3.3 外径 216.3mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、200A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、216.3mm とする。

名 称		燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) 入口配管分岐部 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	355.6, 216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) 入口配管分岐部と燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)により原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 216.3mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、216.3mmとする。</p>		



### 3.2 外径 355.6mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、350Aの継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、355.6mmとする。

名 称		燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) ～ 原子炉補機冷却水系サージタンク (A) 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 406.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) と原子炉補機冷却水系サージタンク (A) 出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (A), (D) へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (A), (D) 又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の使用圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) 及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) 及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 216.3mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、216.3mm とする。</p>		

### 3.2 外径 406.4mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、400Aの継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、406.4mmとする。

名 称		原子炉補機冷却水系サージタンク (A) 出口配管合流部 ～ 非常用ディーゼル発電設備 (A) 清水冷却器出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	406.4, 355.6
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水系サージタンク (A) 出口配管合流部と非常用ディーゼル発電設備 (A) 清水冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (A), (D) へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (A), (D) 又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の使用圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) 及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) 及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 406.4mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、406.4mm とする。</p>		

### 3.2 外径 355.6mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、350Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、355.6mmとする。

名 称		非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器出口配管合流部 ～ 残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	406.4, 609.6, 216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器出口配管合流部と残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)へ供給、又は燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水系ポンプの使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 406.4mm, 609.6mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した</p>		

設計基準対象施設と同仕様で設計し，406.4mm，609.6mm とする。

### 3.2 外径 216.3mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は，200Aの弁と接続するため，接続する弁の外径と同じとし，216.3mmとする。

名 称	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)より原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。</p>		



名 称		非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管 分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 216.3mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。</p>		

### 3.2 外径 165.2mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、150Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、165.2mmとする。

名 称		非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 139.8, 114.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ (A), (D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mm, 139.8mm, 114.3mmとする。</p>		

名 称		非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	114.3, 139.8, 216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器と非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3mm、139.8mm、216.3mmとする。</p>		

名 称		非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 出口配管合流部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管 合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部と非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 216.3mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。</p>		

### 3.2 外径 165.2mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、150Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、165.2mmとする。

名 称		非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部と非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。</p>		

名 称		非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管 分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	60.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mmとする。</p>		



名 称		非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管 合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	60.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器と非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mmとする。</p>		

名 称		非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mmとする。</p>		

名 称		非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器と非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mmとする。</p>		

名 称		非常用ディーゼル発電設備 (A) 清水冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備 (A) 清水冷却器出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備 (A) 清水冷却器と非常用ディーゼル発電設備 (A) 清水冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として非常用ディーゼル発電設備 (A) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (A), (D) へ供給するために設置する。

重大事故等対処設備としては、非常用ディーゼル発電設備 (A) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (A), (D) へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用温度と同じ 70℃ とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の使用温度と同じ 70℃ とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mm とする。

名 称		原子炉補機冷却水系サージタンク (A) ～ 原子炉補機冷却水系サージタンク (A) 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	静水頭, 1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	355.6

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、原子炉補機冷却水系サージタンク (A) と原子炉補機冷却水系サージタンク (A) 出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水系サージタンク (A) により原子炉補機冷却水の温度変化に伴う体積膨張、各部からの漏えい冷却水の補給及び原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保するための原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水系へ供給するために設置する。

重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水の温度変化に伴う体積膨張、各部からの漏えい冷却水の補給及び原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保又は熱交換器ユニット使用時に系統内の水張り及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保するための原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水系へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

1.1 最高使用圧力 静水頭

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系サージタンクの最高使用圧力と同じ静水頭とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系サージタンクの使用圧力と同じ静水頭とする。

1.2 最高使用圧力 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の使用圧力及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用温度と同じ 70℃ とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器（胴側）及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

### 3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合は流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6mmとする。

名 称		原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E) ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (E)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	406.4, 457.2, 609.6
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)と原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (E)を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4mm, 457.2mm, 609.6mmとする。</p>		

名 称		原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (E) ～ 代替原子炉補機冷却系配管(B-2)合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	457.2, 609.6
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (E)と代替原子炉補機冷却系配管(B-2)合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、457.2mm, 609.6mmとする。</p>		



名 称		代替原子炉補機冷却系配管 (B-2) 合流部 ～ 代替原子炉補機冷却系配管 (B-1) 合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	609.6
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、代替原子炉補機冷却系配管 (B-2) 合流部と代替原子炉補機冷却系配管 (B-1) 合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ (B), (E) により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器 (B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 及び非常用ディーゼル発電設備 (B) へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ (B), (E) より原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器 (B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 及び非常用ディーゼル発電設備 (B) へ供給、又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器 (B) 及び燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、609.6mm とする。</p>		

名 称		代替原子炉補機冷却系配管 (B-1) 合流部 ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器 (B), (E) 出口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	609.6, 318.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、代替原子炉補機冷却系配管(B-1)合流部と原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (E)出口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)より原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給、又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径 3.1 外径 609.6mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した</p>		

設計基準対象施設と同仕様で設計し、609.6mm とする。

### 3.2 外径 318.5mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、300A の継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、318.5mm とする。

名 称	原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (E) 出口配管分岐部 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 入口配管分岐部	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	609.6
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (E) 出口配管分岐部と燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)より原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給、又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合は流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、609.6mmとする。</p>		

名 称		燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 入口配管分岐部 ～ 残留熱除去系熱交換器(B) 入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	609.6, 457.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 入口配管分岐部と残留熱除去系熱交換器(B) 入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B) 及び非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)より原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B) 及び非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給、又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、609.6mm, 457.2mmとする。</p>		

名 称		残留熱除去系熱交換器(B) 入口配管分岐部 ～ 残留熱除去系熱交換器(B)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	457.2, 406.4

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、残留熱除去系熱交換器(B) 入口配管分岐部と残留熱除去系熱交換器(B)を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B)へ供給するために設置する。

重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 406.4mm

本配管を重大事故等時において使用する場合は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合は流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、406.4mmとする。

### 3.2 外径 457.2mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、450A の継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、457.2mm とする。

名 称		残留熱除去系熱交換器(B) ～ 残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70, 90
外 径	mm	406.4, 457.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系熱交換器(B)と残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として残留熱除去系熱交換器(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、残留熱除去系熱交換器(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)及び残留熱除去系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ90℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 406.4mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合は流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、406.4mmとする。</p> <p>3.2 外径 457.2mm</p> <p>継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合は、450Aの継手と接続す</p>		



るため、接続する継手の外径と同じとし、457.2mm とする。

名 称		残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管合流部 ～ 原子炉補機冷却水系ポンプ(B), (E) 入口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70, 90
外 径	mm	457.2, 609.6
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管合流部と原子炉補機冷却水系ポンプ(B), (E) 入口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として残留熱除去系熱交換器(B) 及び非常用ディーゼル発電設備(B) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E) へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、残留熱除去系熱交換器(B) 及び非常用ディーゼル発電設備(B) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E) へ供給、又は残留熱除去系熱交換器(B) にて熱交換した原子炉補機冷却水を熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側) の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側) 及び残留熱除去系熱交換器(胴側) の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側) の最高使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(胴側) の使用温度と同じ 90℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 457.2mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、457.2mm とする。</p>		

### 3.2 外径 609.6mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、600A の継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、609.6mm とする。

名 称		原子炉補機冷却水系ポンプ(B), (E) 入口配管合流部 ～ 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B) 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70, 90
外 径	mm	609.6

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、原子炉補機冷却水系ポンプ(B), (E) 入口配管合流部と原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B) 出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として残留熱除去系熱交換器(B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 及び非常用ディーゼル発電設備(B) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E) へ供給するために設置する。

重大事故等対処設備としては、残留熱除去系熱交換器(B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 及び非常用ディーゼル発電設備(B) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E) へ供給、又は残留熱除去系熱交換器(B) 及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) にて熱交換した原子炉補機冷却水を熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側) の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側) 及び残留熱除去系熱交換器(胴側) の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側) の最高使用温度と同じ 70℃ とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(胴側) の使用温度と同じ 90℃ とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、609.6mm とする。

名 称		原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B) 出口配管合流部 ～ 代替原子炉補機冷却系配管(B-1) 分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70, 90
外 径	mm	609.6, 318.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B) 出口配管合流部と代替原子炉補機冷却系配管(B-1)分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として残留熱除去系熱交換器(B)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、残留熱除去系熱交換器(B)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)へ供給、又は残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)及び残留熱除去系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ90℃とする。</p> <p>3. 外径 3.1 外径 609.6mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、609.6mmとする。</p>		

### 3.2 外径 318.5mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、300A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、318.5mm とする。

名 称		代替原子炉補機冷却系配管 (B-1) 分岐部 ～ 代替原子炉補機冷却系配管 (B-2) 分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70, 90
外 径	mm	609.6, 308.8, 267.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、代替原子炉補機冷却系配管 (B-1) 分岐部と代替原子炉補機冷却系配管 (B-2) 分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として残留熱除去系熱交換器 (B)、燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 及び非常用ディーゼル発電設備 (B) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (B)、(E) へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、残留熱除去系熱交換器 (B)、燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 及び非常用ディーゼル発電設備 (B) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (B)、(E) へ供給、又は残留熱除去系熱交換器 (B) 及び燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) にて熱交換した原子炉補機冷却水を熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (胴側) の使用温度と同じ 90℃ とする。</p> <p>3. 外径 3.1 外径 609.6mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、609.6mm とする。</p>		

### 3.2 外径 308.8mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、308.8mmとする。

### 3.3 外径 267.4mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合は、250Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、267.4mmとする。



名 称		代替原子炉補機冷却系配管 (B-2) 分岐部 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ (B), (E)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	609.6, 457.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、代替原子炉補機冷却系配管(B-2)分岐部と原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)を接続する配管であり、設計基準対象施設として残留熱除去系熱交換器(B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、残留熱除去系熱交換器(B), 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、609.6mm, 457.2mmとする。</p>		

名 称		燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管分岐部 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	318.5, 216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管分岐部と燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)により原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 216.3mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、216.3mmとする。</p>		

### 3.2 外径 318.5mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、300Aの継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、318.5mmとする。

名 称		燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)と燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、216.3mmとする。</p>		

名 称	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 出口配管合流部 ～ 原子炉補機冷却水系ポンプ(B), (E) 入口配管合流部	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70, 90
外 径	mm	406.4, 216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 出口配管合流部と原子炉補機冷却水系ポンプ(B), (E) 入口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)へ供給、又は燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ90℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 406.4mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、406.4mmとする。</p>		

### 3.2 外径 216.3mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、200A の継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、216.3mm とする。

名 称		残留熱除去系熱交換器(B)入口配管分岐部 ~ 非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器入口 配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系熱交換器(B)入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。</p>		

名 称	非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器入口 配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷 却器入口配管分岐部	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 216.3mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。</p>		



### 3.2 外径 165.2mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、150Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、165.2mmとする。

名 称		非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 139.8, 114.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mm, 139.8mm, 114.3mmとする。</p>		

名 称		非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	114.3, 139.8, 216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器と非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3mm, 139.8mm, 216.3mmとする。</p>		

名 称		非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部と非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径 3.1 外径 216.3mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。</p>		

### 3.2 外径 165.2mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、150Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、165.2mmとする。

名 称		非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(B)清水冷却器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部と非常用ディーゼル発電設備(B)清水冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。</p>		

名 称		非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管 分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	60.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mmとする。</p>		

名 称		非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管 合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	60.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器と非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mmとする。</p>		



名 称		非常用ディーゼル発電設備 (B) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備 (B) 潤滑油冷却器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備 (B) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備 (B) 潤滑油冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ (B), (E) により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備 (B) へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ (B), (E) により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備 (B) へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mm とする。</p>		

名 称		非常用ディーゼル発電設備 (B) 潤滑油冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備 (B) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備 (B) 潤滑油冷却器と非常用ディーゼル発電設備 (B) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ (B), (E) により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備 (B) へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ (B), (E) により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備 (B) へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mm とする。</p>		

名 称		非常用ディーゼル発電設備(B)清水冷却器 ～ 残留熱除去系熱交換器(B)出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3

【設 定 根 拠】

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備(B)清水冷却器と残留熱除去系熱交換器(B)出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)へ供給するために設置する。

重大事故等対処設備としては、非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。

名 称		原子炉補機冷却水系サージタンク (B) ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	静水頭, 1.37
最高使用温度	℃	70, 90
外 径	mm	355.6, 406.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水系サージタンク (B) と燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水系サージタンク (B) により原子炉補機冷却水の温度変化に伴う体積膨張、各部からの漏えい冷却水の補給及び原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保するための原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水系へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水の温度変化に伴う体積膨張、各部からの漏えい冷却水の補給及び原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保又は熱交換器ユニット使用時に系統内の水張り及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保するための原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水系へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 静水頭</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系サージタンクの最高使用圧力と同じ静水頭とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系サージタンクの使用圧力と同じ静水頭とする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 1.37MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) 及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 70℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用温度と同じ 70℃ とする。</p>		

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器（胴側）及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

## 2.2 最高使用温度 70℃, 90℃

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器（胴側）の最高使用温度と同じ70℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器（胴側）の使用温度と同じ90℃とする。

## 3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合は流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、355.6mm, 406.4mmとする。

名 称		原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F) ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	406.4, 558.8

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)と原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(C)及び非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。

重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(C)及び非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用温度と同じ70℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4mm, 558.8mmとする。

名 称		原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F) ～ 残留熱除去系熱交換器(C)入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	406.4, 558.8

【設 定 根 拠】

(概要)

本配管は、原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)と残留熱除去系熱交換器(C)入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(C)及び非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。

重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(C)及び非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、406.4mm, 558.8mmとする。

名 称		残留熱除去系熱交換器(C)入口配管分岐部 ~ タービン建屋内原子炉補機冷却系配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	558.8
<p><b>【設 定 根 拠】</b>                  (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系熱交換器(C)入口配管分岐部とタービン建屋内原子炉補機冷却系配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(C)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(C)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、558.8mmとする。</p>		



名 称		タービン建屋内原子炉補機冷却系配管分岐部 ～ 残留熱除去系熱交換器(C)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	558.8, 406.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、タービン建屋内原子炉補機冷却系配管分岐部と残留熱除去系熱交換器(C)を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(C)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(C)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 406.4mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、406.4mmとする。</p> <p>3.2 外径 558.8mm</p> <p>継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、550Aの継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、558.8mmとする。</p>		

名 称		残留熱除去系熱交換器(C) ～ 残留熱除去系熱交換器(C)出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	406.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系熱交換器(C)と残留熱除去系熱交換器(C)出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として残留熱除去系熱交換器(C)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、残留熱除去系熱交換器(C)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、406.4mmとする。</p>		

名 称		残留熱除去系熱交換器(C)出口配管合流部 ~ タービン建屋内原子炉補機冷却系配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	457.2, 558.8, 406.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系熱交換器(C)出口配管合流部とタービン建屋内原子炉補機冷却系配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として残留熱除去系熱交換器(C)及び非常用ディーゼル発電設備(C)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、残留熱除去系熱交換器(C)及び非常用ディーゼル発電設備(C)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 457.2mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、457.2mmとする。</p> <p>3.2 外径 558.8mm</p> <p>継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、550Aの継手と接続す</p>		

るため、接続する継手の外径と同じとし、558.8mmとする。

### 3.3 外径 406.4mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、400Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、406.4mmとする。

名 称		タービン建屋内原子炉補機冷却系配管合流部 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	558.8, 457.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、タービン建屋内原子炉補機冷却系配管合流部と原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)を接続する配管であり、設計基準対象施設として残留熱除去系熱交換器(C)及び非常用ディーゼル発電設備(C)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、残留熱除去系熱交換器(C)及び非常用ディーゼル発電設備(C)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、558.8mm, 457.2mmとする。</p>		

名 称		残留熱除去系熱交換器(C)入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管 分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	318.5, 216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系熱交換器(C)入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 216.3mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。</p> <p>3.2 外径 318.5mm</p>		

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、300A の継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、318.5mm とする。

名 称		非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管 分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 216.3mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。</p>		



### 3.2 外径 165.2mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、150A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、165.2mm とする。

名 称		非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C)機関付空気冷却器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 139.8, 114.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(C)機関付空気冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mm, 139.8mm, 114.3mmとする。</p>		

名 称		非常用ディーゼル発電設備(C)機関付空気冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	114.3, 139.8, 216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(C)機関付空気冷却器と非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3mm, 139.8mm, 216.3mmとする。</p>		

名 称		非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部と非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 216.3mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。</p>		

### 3.2 外径 165.2mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、150A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、165.2mm とする。

名 称	非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C)清水冷却器	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部と非常用ディーゼル発電設備(C)清水冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。</p>		

名 称		非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管 分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	60.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mmとする。</p>		

名 称		非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管 合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	60.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器と非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mmとする。</p>		



名 称	非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mmとする。</p>		

名 称		非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器と非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mmとする。</p>		

名 称		非常用ディーゼル発電設備(C)清水冷却器 ～ 原子炉補機冷却水系サージタンク(C)出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備(C)清水冷却器と原子炉補機冷却水系サージタンク(C)出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として非常用ディーゼル発電設備(C)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)へ供給するために設置する。

重大事故等対処設備としては、非常用ディーゼル発電設備(C)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3mmとする。

名 称		原子炉補機冷却水系サージタンク (C) 出口配管合流部 ～ 残留熱除去系熱交換器 (C) 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	406.4, 457.2, 216.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水系サージタンク (C) 出口配管合流部と残留熱除去系熱交換器 (C) 出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として非常用ディーゼル発電設備 (C) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (C), (F) へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、非常用ディーゼル発電設備 (C) にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (C), (F) へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 406.4mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4mm とする。</p> <p>3.2 外径 457.2mm</p> <p>継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、450A の継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、457.2mm とする。</p>		

### 3.3 外径 216.3mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、200Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、216.3mmとする。

名 称		原子炉補機冷却水系サージタンク (C) ～ 原子炉補機冷却水系サージタンク (C) 出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	静水頭, 1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	355.6, 406.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水系サージタンク (C) と原子炉補機冷却水系サージタンク (C) 出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水系サージタンク (C) により原子炉補機冷却水の温度変化に伴う体積膨張、各部からの漏えい冷却水の補給及び原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保するための原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水系へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水の温度変化に伴う体積膨張、各部からの漏えい冷却水の補給及び原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 静水頭</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系サージタンクの最高使用圧力と同じ静水頭とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系サージタンクの使用圧力と同じ静水頭とする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 1.37MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の使用温度と同じ 70℃ とする。</p>		

### 3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設と同仕様で設計し、355.6mm, 406.4mmとする。

名 称		原子炉補機冷却海水ポンプ ～ 原子炉補機冷却海水系ストレーナ
最高使用圧力	MPa	0.78
最高使用温度	℃	50
外 径	mm	508.0
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却海水ポンプと原子炉補機冷却海水系ストレーナを接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用圧力と同じ0.78MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却海水ポンプの使用圧力と同じ0.78MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却海水ポンプの使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0mmとする。</p>		



名 称		原子炉補機冷却海水系ストレーナ ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器
最高使用圧力	MPa	0.78
最高使用温度	℃	50
外 径	mm	508.0
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却海水系ストレーナと原子炉補機冷却水系熱交換器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用圧力と同じ0.78MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉補機冷却海水ポンプの使用圧力と同じ0.78MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉補機冷却海水ポンプの使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0mmとする。</p>		

名 称		原子炉補機冷却水系熱交換器 ～ 放水槽
最高使用圧力	MPa	0.78
最高使用温度	℃	50
外 径	mm	508.0
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水系熱交換器と放水槽を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却海水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換器にて熱交換した海水を放水槽へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却海水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換にて熱交換した海水を放水槽へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器（管側）の最高使用圧力と同じ0.78MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器（管側）の使用圧力と同じ0.78MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器（管側）の最高使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器（管側）の使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0mmとする。</p>		

6.2.1 ポンプ

名 称		熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (7号機設備, 6,7号機共用)		
		P27-D2000	P27-D3000	P27-D4000
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	316.5 以上, 348 以上, 331.5 以上, 325 以上, 350 以上, 340 以上 (300)		
揚 程	m	68 以上, 67 以上, 68 以上, 65 以上, 53 以上, 56 以上 (75)		
最高使用圧力	MPa	1.37		
最高使用温度	℃	70		
原 動 機 出 力	kW/個	110		
個 数	—	2	2	2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（代替原子炉補機冷却系）として使用する熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000）は、以下の機能を有する。</p> <p>熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000）は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、サプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を供給することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p> <p>熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000）は、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は、使用済燃料貯蔵プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するために熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換</p>				

器ユニットに海水を供給することで、燃料プール冷却浄化系の熱交換器等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車 (熱交換器ユニット用) により熱交換器ユニットに海水を供給することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

なお、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) の容量 (7号機で使用する場合)、揚程 (7号機で使用する場合)、最高使用圧力、最高使用温度、原動機出力及び個数の設定根拠については令和2年10月14日付け原規規発第2010147号にて認可された柏崎刈羽原子力発電所第7号機的设计及び工事の計画のV-1-1-5-3「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉冷却系統施設)」による。

## 1. 容量

### 1.1 6号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系 (北) 使用時の容量 316.5m<sup>3</sup>/h/個以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を重大事故等時において6号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系 (北) で使用する場合は、下記に示す残留熱除去系熱交換器(A)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)並びに補機等に必要の冷却水を同時に供給できる容量とする。

- |                        |                        |
|------------------------|------------------------|
| ① 残留熱除去系熱交換器(A)        | : 470m <sup>3</sup> /h |
| ② 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)    | : 110m <sup>3</sup> /h |
| ③ 補機等                  | : 53m <sup>3</sup> /h  |
| ・ 残留熱除去系ポンプ(A)メカシール冷却器 |                        |
| ・ 残留熱除去系ポンプ(A)モータ軸受冷却器 |                        |
| ・ 残留熱除去系ポンプ(A)室空調機     |                        |
| ・ 格納容器内ガス冷却器(A)        |                        |
| ④ 合計                   | : 633m <sup>3</sup> /h |

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を6号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系 (北) で使用する場合には必要な流量が633m<sup>3</sup>/hであるため、316.5m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

### 1.2 6号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (南) 使用時の容量 348m<sup>3</sup>/h/個以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を

重大事故等時において 6 号機 代替原子炉補機冷却系接続口 B 系（南）で使用する場合の容量は、下記に示す残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)並びに補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。

- |                        |                        |
|------------------------|------------------------|
| ① 残留熱除去系熱交換器(B)        | : 470m <sup>3</sup> /h |
| ② 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)    | : 110m <sup>3</sup> /h |
| ③ 補機等                  | : 116m <sup>3</sup> /h |
| ・ 残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 |                        |
| ・ 残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器 |                        |
| ・ 残留熱除去系ポンプ(B)室空調機     |                        |
| ・ 格納容器内ガス冷却器(B)        |                        |
| ④ 合計                   | : 696m <sup>3</sup> /h |

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000）を6号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系（南）で使用する場合に必要流量が696m<sup>3</sup>/hであるため、348m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

### 1.3 6号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系（北）使用時の容量 331.5m<sup>3</sup>/h/個以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000）を重大事故等時において 6 号機 代替原子炉補機冷却系接続口 B 系（北）で使用する場合の容量は、下記に示す残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)並びに補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。

- |                        |                        |
|------------------------|------------------------|
| ① 残留熱除去系熱交換器(B)        | : 470m <sup>3</sup> /h |
| ② 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)    | : 110m <sup>3</sup> /h |
| ③ 補機等                  | : 83m <sup>3</sup> /h  |
| ・ 残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 |                        |
| ・ 残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器 |                        |
| ・ 残留熱除去系ポンプ(B)室空調機     |                        |
| ・ 格納容器内ガス冷却器(B)        |                        |
| ④ 合計                   | : 663m <sup>3</sup> /h |

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000）を6号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系（北）で使用する場合に必要流量が663m<sup>3</sup>/hであるため331.5m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

公称値については、設計時の定格点である300m<sup>3</sup>/h/個とする。

## 2. 揚程

### 2.1 6号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系（北）使用時の揚程 68m以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を重大事故等時において6号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系 (北) で使用する場合の揚程は、下記を考慮する。

- ① 配管・機器圧力損失：67.6m

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を6号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系 (北) で使用する場合の揚程は、67.6mを上回る68m以上とする。

2.2 6号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (南) 使用時の揚程 67m以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を重大事故等時において6号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (南) で使用する場合の揚程は、下記を考慮する。

- ① 配管・機器圧力損失：66.5m

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を6号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (南) で使用する場合の揚程は、66.5mを上回る67m以上とする。

2.3 6号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (北) 使用時の揚程 68m以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を重大事故等時において6号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (北) で使用する場合の揚程は、下記を考慮する。

- ① 配管・機器圧力損失：67.1m

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を6号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (北) で使用する場合の揚程は、67.1mを上回る68m以上とする。

公称値については、設計時の定格点である75mとする。

名 称		熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (7号機設備, 6,7号機共用)	
		P27-D1000	P27-D5000
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	□以上, □以上, □以上, □以上, □以上, □以上 (□)	
揚 程	m	□以上, □以上, □以上, □以上, □以上, □以上 (□)	
最高使用圧力	MPa	1.37	
最高使用温度	℃	70	
原 動 機 出 力	kW/個	210	
個 数	—	1	1
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（代替原子炉補機冷却系）として使用する熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D1000, P27-D5000）は、以下の機能を有する。</p> <p>熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D1000, P27-D5000）は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、サプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を供給することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p> <p>熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D1000, P27-D5000）は、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は、使用済燃料貯蔵プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するために熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を供給することで、燃料プール冷却浄化系の熱交換器等で発生した熱を最終的</p>			

な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を供給することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

なお、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) の容量 (7号機で使用する場合)、揚程 (7号機で使用する場合)、最高使用圧力、最高使用温度、原動機出力及び個数の設定根拠については令和2年10月14日付け原規規発第2010147号にて認可された柏崎刈羽原子力発電所第7号機的设计及び工事の計画のV-1-1-5-3「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉冷却系統施設)」による。

## 1. 容量

### 1.1 6号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系 (北) 使用時の容量 m<sup>3</sup>/h/個以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を重大事故等時において6号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系 (北) で使用する場合の容量は、下記に示す残留熱除去系熱交換器(A)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)並びに補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。

- |                        |  |
|------------------------|--|
| ① 残留熱除去系熱交換器(A)        | : <input type="text"/> m <sup>3</sup> /h |
| ② 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)    | : <input type="text"/> m <sup>3</sup> /h |
| ③ 補機等                  | : <input type="text"/> m <sup>3</sup> /h |
| ・ 残留熱除去系ポンプ(A)メカシール冷却器 |  |
| ・ 残留熱除去系ポンプ(A)モータ軸受冷却器 |  |
| ・ 残留熱除去系ポンプ(A)室空調機     |  |
| ・ 格納容器内ガス冷却器(A)        |  |
| ④ 合計                   | : <input type="text"/> m <sup>3</sup> /h |

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を6号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系 (北) で使用する場合の容量は  m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

### 1.2 6号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (南) 使用時の容量 m<sup>3</sup>/h/個以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を重大事故等時において6号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (南) で使用する場合の容量は、下記に示す残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)並びに補機等に必



要な冷却水を同時に供給できる容量とする。

- ① 残留熱除去系熱交換器(B) :  m<sup>3</sup>/h
- ② 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) :  m<sup>3</sup>/h
- ③ 補機等 :  m<sup>3</sup>/h
  - ・ 残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器
  - ・ 残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器
  - ・ 残留熱除去系ポンプ(B)室空調機
  - ・ 格納容器内ガス冷却器(B)
- ④ 合計 :  m<sup>3</sup>/h

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を6号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (南) で使用する場合は、 m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

1.3 6号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (北) 使用時の容量  m<sup>3</sup>/h/個以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を重大事故等時において6号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (北) で使用する場合は、下記に示す残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)並びに補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。

- ① 残留熱除去系熱交換器(B) :  m<sup>3</sup>/h
- ② 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) :  m<sup>3</sup>/h
- ③ 補機等 :  m<sup>3</sup>/h
  - ・ 残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器
  - ・ 残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器
  - ・ 残留熱除去系ポンプ(B)室空調機
  - ・ 格納容器内ガス冷却器(B)
- ④ 合計 :  m<sup>3</sup>/h

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を6号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (北) で使用する場合は、 m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

公称値については、設計時の定格点である m<sup>3</sup>/h/個とする。

2. 揚程

2.1 6号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系 (北) 使用時の揚程  m以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を重大事故等時において6号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系 (北) で使用する場合は、下記を

考慮する。

① 配管・機器圧力損失： m

上記より，熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D1000, P27-D5000）を6号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系（北）で使用する場合の揚程は， mを上回る m以上とする。

## 2.2 6号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系（南）使用時の揚程 m以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D1000, P27-D5000）を重大事故等時において6号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系（南）で使用する場合の揚程は，下記を考慮する。

① 配管・機器圧力損失： m

上記より，熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D1000, P27-D5000）を6号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系（南）で使用する場合の揚程は， mを上回る m以上とする。

## 2.3 6号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系（北）使用時の揚程 m以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D1000, P27-D5000）を重大事故等時において6号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系（北）で使用する場合の揚程は，下記を考慮する。

① 配管・機器圧力損失： m

上記より，熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D1000, P27-D5000）を6号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系（北）で使用する場合の揚程は， mを上回る m以上とする。

公称値については，設計時の定格点である mとする。

名 称		大容量送水車（熱交換器ユニット用） （7号機設備，6,7号機共用）	
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	<div style="border: 1px solid black; width: 40px; height: 20px; margin-bottom: 5px;"></div> 以上 <div style="border: 1px solid black; width: 40px; height: 20px; margin-bottom: 5px;"></div> 以上 <div style="border: 1px solid black; width: 40px; height: 20px; margin-bottom: 5px;"></div> 以上 (900)	
吐 出 圧 力	MPa	<div style="border: 1px solid black; width: 40px; height: 20px; margin-bottom: 5px;"></div> 以上 <div style="border: 1px solid black; width: 40px; height: 20px; margin-bottom: 5px;"></div> 以上 <div style="border: 1px solid black; width: 40px; height: 20px; margin-bottom: 5px;"></div> 以上 (1.25)	
最高使用圧力	MPa	<div style="border: 1px solid black; width: 60px; height: 20px;"></div>	
最高使用温度	℃	<div style="border: 1px solid black; width: 60px; height: 20px;"></div>	
原 動 機 出 力	kW/個	<div style="border: 1px solid black; width: 60px; height: 20px;"></div>	
個 数	—	4(予備1)	
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（代替原子炉補機冷却系）として使用する大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、以下の機能を有する。</p> <p>大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、サプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を供給することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p> <p>大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮蔽し、臨界を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は、使用済燃料貯蔵プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するために熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を供給することで、燃料プール冷却浄化系の熱交換器等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p>			

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器の過圧破損を防止するために熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を供給することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（原子炉建屋放水設備）として使用する大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、以下の機能を有する。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

系統構成は、大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する場合には、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水できる設計とする。放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全装備（原子炉建屋放水設備）として使用する大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、以下の機能を有する。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

系統構成は、大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する場合には、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水できる設計とする。また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための重大事故等対処設備として使用する場合には、大容量送水車（熱交換器ユニット用）及び泡原液混合装置により海水と泡消火薬剤を混合しながら、ホースを経由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。

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

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は、想定される重大事故等時において、淡水が枯渇した場合に、海を水源とし、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を經由し、復水貯蔵槽への水の供給、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイ並びに使用済燃料貯蔵プールの冷却又は注水ができる設計とする。

なお、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量（代替原子炉補機冷却系、原子炉建屋放水設備（7号機で使用する場合）及び水の供給設備として使用する場合）、吐出圧力、最高使用圧力、最高使用温度、原動機出力及び個数の設定根拠については令和2年10月14日付け原規規発第2010147号にて認可された柏崎刈羽原子力発電所第7号機的设计及び工事の計画のV-1-1-5-3「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）」による。

## 1. 容量

### 1.1 原子炉建屋放水設備として使用する場合の容量 m<sup>3</sup>/h/個以上

大容量送水車（熱交換器ユニット用）を重大事故等時において使用する場合の容量は、原子炉建屋屋上へ放水できる容量を基に設定する。

大気への放射性物質の拡散を抑制するために必要となる大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量は、 m<sup>3</sup>/h で原子炉建屋東側又は北側から放水することにより原子炉建屋屋上へ網羅的な放水が可能である。また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するために必要となる大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量についても、 m<sup>3</sup>/h で原子炉建屋東側又は北側から放水することにより原子炉建屋屋上へ網羅的な放水が可能である。

以上より、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量は、 m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

公称値については、設計段階で使用点として設定をしている 900m<sup>3</sup>/h/個とする。

6.2.2 主配管

名 称		代替原子炉補機冷却系接続口 A 系（北）供給側 ～ 代替原子炉補機冷却系配管(A)合流部																																
最高使用圧力	MPa	1.37																																
最高使用温度	℃	70																																
外 径	mm	267.4, 216.3, 318.5																																
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要) 本配管は、代替原子炉補機冷却系接続口 A 系（北）供給側と代替原子炉補機冷却系配管(A)合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>3. 外径 3.1 外径 267.4mm, 216.3mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4mm, 216.3mm とする。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>外径 A (mm)</th> <th>厚さ B (mm)</th> <th>呼び径 (A)</th> <th>流路面積 C (m<sup>2</sup>)</th> <th>流量 D (m<sup>3</sup>/h)</th> <th>流速*1 E (m/s)</th> <th>標準流速</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>267.4</td> <td>9.3</td> <td>250</td> <td>0.04862</td> <td>□ *2</td> <td>3.6</td> <td>□</td> </tr> <tr> <td>216.3</td> <td>8.2</td> <td>200</td> <td>0.03138</td> <td>□ *2</td> <td>5.6</td> <td>□</td> </tr> <tr> <td>216.3</td> <td>12.7</td> <td>200</td> <td>0.02862</td> <td>□ *2</td> <td>6.1</td> <td>□</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記*1：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。</p>							外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量 D (m <sup>3</sup> /h)	流速*1 E (m/s)	標準流速	267.4	9.3	250	0.04862	□ *2	3.6	□	216.3	8.2	200	0.03138	□ *2	5.6	□	216.3	12.7	200	0.02862	□ *2	6.1	□
外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量 D (m <sup>3</sup> /h)	流速*1 E (m/s)	標準流速																												
267.4	9.3	250	0.04862	□ *2	3.6	□																												
216.3	8.2	200	0.03138	□ *2	5.6	□																												
216.3	12.7	200	0.02862	□ *2	6.1	□																												

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

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

\*2 : 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器の冷却に必要な流量 :  m<sup>3</sup>/h

### 3.2 外径 318.5mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、300Aの継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、318.5mmとする。

名 称		代替原子炉補機冷却系配管(A)分岐部 ～ 代替原子炉補機冷却系接続口 A 系 (北) 戻り側
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	90
外 径	mm	267.4, 318.5

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、代替原子炉補機冷却系配管(A)分岐部と代替原子炉補機冷却系接続口 A 系 (北) 戻り側を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、残留熱除去系熱交換器(A)で熱交換した原子炉補機冷却水を熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器に供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (胴側) の除熱後の冷却水温度  ℃を上回る 90℃とする。

3. 外径

3.1 外径 267.4mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量 D (m <sup>3</sup> /h)	流速*1 E (m/s)	標準流速 (m/s)
267.4	9.3	250	0.04862	<input type="text"/> *2	3.6	<input type="text"/>

注記\*1 : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

\*2 : 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器の冷却に必要な流量 :  m<sup>3</sup>/h



### 3.2 外径 318.5mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、300A の継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、318.5mm とする。

名 称		代替原子炉補機冷却系接続口 B 系（北）供給側 ～ 代替原子炉補機冷却系配管 (B-1) 合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	267.4, 318.5

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、代替原子炉補機冷却系接続口 B 系（北）供給側と代替原子炉補機冷却系配管 (B-1) 合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器 (B) へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ 70℃ とする。

3. 外径

3.1 外径 267.4mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A	B	(A)	C	D	E	(m/s)
(mm)	(mm)	(A)	(m <sup>2</sup> )	(m <sup>3</sup> /h)	(m/s)	(m/s)
267.4	9.3	250	0.04862	<input type="text"/> *2	3.8	<input type="text"/>

注記\*1 : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

\*2 : 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器の冷却に必要な流量 :  m<sup>3</sup>/h

3.2 外径 318.5mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、300Aの継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、318.5mmとする。

名 称		代替原子炉補機冷却系配管 (B-1) 分岐部 ～ 代替原子炉補機冷却系接続口 B 系 (北) 戻り側
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	90
外 径	mm	267.4, 318.5

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、代替原子炉補機冷却系配管 (B-1) 分岐部と代替原子炉補機冷却系接続口 B 系 (北) 戻り側を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、残留熱除去系熱交換器 (B) で熱交換した原子炉補機冷却水を熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (胴側) の除熱後の冷却水温度  ℃ を上回る 90℃ とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4mm, 318.5mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A	B	(A)	C	D	E	
(mm)	(mm)		(m <sup>2</sup> )	(m <sup>3</sup> /h)	(m/s)	(m/s)
267.4	9.3	250	0.04862	<input type="text"/> *2	3.8	<input type="text"/>
318.5	10.3	300	0.06970	<input type="text"/> *2	2.6	<input type="text"/>

注記\*1 : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

\*2 : 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器の冷却に必要な流量 :  m<sup>3</sup>/h

名 称		代替原子炉補機冷却系接続口 B 系（南）供給側 ～ 代替原子炉補機冷却系配管 (B-2) 合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	267.4, 216.3, 259.9, 609.6

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、代替原子炉補機冷却系接続口 B 系（南）供給側と代替原子炉補機冷却系配管 (B-2) 合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器 (B) へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ 70℃ とする。

3. 外径

3.1 外径 267.4mm, 216.3mm, 609.6mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4mm, 216.3mm, 609.6mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量 D (m <sup>3</sup> /h)	流速*1 E (m/s)	標準流速 (m/s)
267.4	9.3	250	0.04862	<input type="text"/> *2	4.0	<input type="text"/>
216.3	8.2	200	0.03138	<input type="text"/> *2	6.2	<input type="text"/>
609.6	9.5	600	0.27395	<input type="text"/> *2	0.7	<input type="text"/>

注記\*1 : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

\*2 : 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器の冷却に必要な流量 :  m<sup>3</sup>/h

### 3.2 外径 259.9mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、259.9mm とする。

名 称		代替原子炉補機冷却系配管 (B-2) 分岐部 ～ 代替原子炉補機冷却系接続口 B 系 (南) 戻り側
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	90
外 径	mm	267.4

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、代替原子炉補機冷却系配管 (B-2) 分岐部と代替原子炉補機冷却系接続口 B 系 (南) 戻り側を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、残留熱除去系熱交換器 (B) で熱交換した原子炉補機冷却水を熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (胴側) の除熱後の冷却水温度 ℃ を上回る 90℃ とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量 D (m <sup>3</sup> /h)	流速*1 E (m/s)	標準流速 (m/s)
267.4	9.3	250	0.04862	<input type="text"/> *2	4.0	<input type="text"/>

注記\*1 : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

\*2 : 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器の冷却に必要な流量 :  m<sup>3</sup>/h

7. 原子炉冷却材浄化設備

7.1 原子炉冷却材浄化系

7.1.1 主要弁

名 称		G31-F017
最高使用圧力	MPa	10.20
最高使用温度	℃	302
個 数	—	1
<p><b>【設 定 根 拠】</b>  (概要)  G31-F017 は、主配管「原子炉冷却材浄化系復水給水系配管分岐部～G31-F017」上の原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁であり、設計基準対象施設として原子炉冷却材浄化系再生熱交換器で冷却した原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すための流路として設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力  設計基準対象施設として使用する G31-F017 の最高使用圧力は、運転時の異常な過渡変化時において原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の 1.1 倍以下となるよう設計することを考慮し、原子炉圧力容器が最高使用圧力の 1.1 倍の圧力 9.48MPa となった場合に G31-F017 にかかる圧力 <input type="text"/> MPa* を、G31-F017 の最高使用圧力の 1.1 倍が上回る圧力として 10.20MPa とする。</p> <p>注記*：静水頭 <input type="text"/> MPa 及び原子炉冷却材浄化系ポンプの締切運転時の揚程 <input type="text"/> MPa を考慮。</p> <p>2. 最高使用温度  設計基準対象施設として使用する G31-F017 の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。</p> <p>3. 個数  G31-F017 は、設計基準対象施設として原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁として使用するために 1 個設置する。</p>		



7.1.2 主配管

名 称		G31-F017 ～ 原子炉压力容器
最高使用圧力	MPa	8.62
最高使用温度	℃	302
外 径	mm	165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、G31-F017 と原子炉压力容器を接続する原子炉冷却材圧力バウンダリの配管であり、設計基準対象施設として、原子炉冷却材を原子炉冷却材浄化系ポンプにより原子炉压力容器へ戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を設計基準対象施設として使用する場合の外径は、原子炉冷却材浄化系ポンプの容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した165.2mmとする。</p>		