

本資料のうち、枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 工事計画審査資料	
資料番号	KK7 添-1-009 改1
提出年月日	2020年4月16日

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 工事計画審査資料  
原子炉本体

(添付書類)

2020年4月

東京電力ホールディングス株式会社

## V-1 説明書

### V-1-1 各発電用原子炉施設に共通の説明書

#### V-1-1-5 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

##### V-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）

## V-5 図面

### 2. 原子炉本体

- ・原子炉本体の構造図 炉心シュラウド  
【平成5年6月17日付け4資庁第14562号にて認可された工事計画の第5-2-1図「炉心シュラウド構造図」による。】
- ・原子炉本体の構造図 シュラウドサポート  
【平成5年6月17日付け4資庁第14562号にて認可された工事計画の第5-2-2図「シュラウドサポート構造図」による。】
- ・原子炉本体の構造図 上部格子板  
【平成5年6月17日付け4資庁第14562号にて認可された工事計画の第5-2-3図「上部格子板構造図」による。】
- ・原子炉本体の構造図 炉心支持板  
【平成5年6月17日付け4資庁第14562号にて認可された工事計画の第5-2-4図「炉心支持板構造図」による。】
- ・原子炉本体の構造図 中央燃料支持金具  
【平成5年6月17日付け4資庁第14562号にて認可された工事計画の第5-2-5図「燃料支持金具構造図」による。】
- ・原子炉本体の構造図 周辺燃料支持金具  
【平成5年6月17日付け4資庁第14562号にて認可された工事計画の第5-2-5図「燃料支持金具構造図」による。】
- ・原子炉本体の構造図 制御棒案内管  
【平成5年6月17日付け4資庁第14562号にて認可された工事計画の第5-2-6図「制御棒案内管構造図」による。】
- ・原子炉本体の構造図 原子炉压力容器（その1）  
【平成5年6月17日付け4資庁第14562号にて認可された工事計画の第5-3-1図「原子炉压力容器 全体構造図（その1）」による。】
- ・原子炉本体の構造図 原子炉压力容器（その2）  
【平成5年6月17日付け4資庁第14562号にて認可された工事計画の第5-3-2図「原子炉压力容器 全体構造図（その2）」による。】
- ・原子炉本体の構造図 原子炉压力容器（その3）  
【平成5年6月17日付け4資庁第14562号にて認可された工事計画の第5-3-3図「原子炉压力容器 部分構造図（その1）」による。】
- ・原子炉本体の構造図 原子炉压力容器（その4）  
【平成5年6月17日付け4資庁第14562号にて認可された工事計画の第5-3-4図「原子

炉圧力容器 部分構造図（その2）」による。】

- 原子炉本体の構造図 給水スパーージャ

【平成5年6月17日付け4資庁第14562号にて認可された工事計画の第5-4-5図「給水スパーージャ構造図」による。】

- 原子炉本体の構造図 高圧炉心注水スパーージャ

【平成5年6月17日付け4資庁第14562号にて認可された工事計画の第5-4-6図「高圧炉心注水スパーージャ構造図」による。】

- 原子炉本体の構造図 低圧注水スパーージャ

【平成5年6月17日付け4資庁第14562号にて認可された工事計画の第5-4-7図「低圧注水スパーージャ構造図」による。】

- 原子炉本体の構造図 高圧炉心注水系配管（原子炉圧力容器内部）

【平成5年6月17日付け4資庁第14562号にて認可された工事計画の第5-4-8図「高圧炉心注水系配管（原子炉圧力容器内部）構造図」による。】

## 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	<input type="text"/> (差圧), <input type="text"/> (差圧), <input type="text"/> (差圧)
最高使用圧力 (下部胴)	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</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) <input type="text"/> 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 (<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 : 通常運転時に炉心シュラウド (上部胴) 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>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、<input type="text"/></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の温度は、

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	[ ](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                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                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*：通常運転時にシュラウドサポートの差圧が最大となる [ ]%原子炉出力、[ ]%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、[ ]</p> <div style="border: 1px solid black; height: 150px; width: 100%; margin-top: 10px;"></div> <p>2. 最高使用温度                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 (<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、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302°C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	[ ] (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                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。</li> <li>・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。</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</p> <p>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, [ ]</p> <div style="border: 1px solid black; height: 150px; width: 100%; margin-top: 10px;"></div> <p>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。</p>			

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>			

K7 ① V-1-1-5-1 R0



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><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設計基準対象施設 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。</li> <li>重大事故等対処設備 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。</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 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</li> </ul> <p>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。</p> <p>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。</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）として使用する原子炉圧力容器は、以下の機能を有する。</p> <p>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。</p> <p>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。</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）として使用する原子炉圧力容器は、以下の機能を有する。</p> <p>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。</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、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。</p> <p>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。</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、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。</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□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□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、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、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、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

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チ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チャは、以下の機能を有する。

高圧炉心注水スパーチャは、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チ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チャは、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チャは、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ージャは、以下の機能を有する。

低圧注水スパーージャは、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、低圧注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、低圧注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ージャは、以下の機能を有する。

低圧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、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>			



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。