

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-工-B-02-0001_改1
提出年月日	2021年6月15日

工事計画に係る説明資料

原子炉本体

(添付書類)

2021年 6月

東北電力株式会社

女川原子力発電所第2号機
工事計画認可申請書本文及び添付書類

目 録

- VI-1-1-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書
 - VI-1-1-4-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉本体）
 - VI-1-1-4-1-1 炉心に係る設定根拠に関する説明書
 - VI-1-1-4-1-1-1 炉心シュラウド
 - VI-1-1-4-1-1-2 シュラウドサポート
 - VI-1-1-4-1-1-3 炉心シュラウド支持ロッド
 - VI-1-1-4-1-1-4 上部格子板
 - VI-1-1-4-1-1-5 炉心支持板
 - VI-1-1-4-1-1-6 中央燃料支持金具
 - VI-1-1-4-1-1-7 周辺燃料支持金具
 - VI-1-1-4-1-1-8 制御棒案内管
 - VI-1-1-4-1-2 原子炉圧力容器に係る設定根拠に関する説明書
 - VI-1-1-4-1-2-1 原子炉圧力容器
 - VI-1-1-4-1-2-2 差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）
 - VI-1-1-4-1-2-3 ジェットポンプ
 - VI-1-1-4-1-2-4 給水スパージャ
 - VI-1-1-4-1-2-5 高圧炉心スプレイスパージャ
 - VI-1-1-4-1-2-6 低圧炉心スプレイスパージャ
 - VI-1-1-4-1-2-7 残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部）
 - VI-1-1-4-1-2-8 高圧炉心スプレイ系配管（原子炉圧力容器内部）
 - VI-1-1-4-1-2-9 低圧炉心スプレイ系配管（原子炉圧力容器内部）
 - VI-1-1-4-1-2-10 差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）

VI-1-1-4-1 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

- VI-1-1-4-1-1 炉心に係る設定根拠に関する説明書
- VI-1-1-4-1-2 原子炉圧力容器に係る設定根拠に関する説明書

VI-1-1-4-1-1 炉心に係る設定根拠に関する説明書

目 次

- VI-1-1-4-1-1-1 炉心シュラウド
- VI-1-1-4-1-1-2 シュラウドサポート
- VI-1-1-4-1-1-3 炉心シュラウド支持ロッド
- VI-1-1-4-1-1-4 上部格子板
- VI-1-1-4-1-1-5 炉心支持板
- VI-1-1-4-1-1-6 中央燃料支持金具
- VI-1-1-4-1-1-7 周辺燃料支持金具
- VI-1-1-4-1-1-8 制御棒案内管

VI-1-1-4-1-1-1 設定根拠に関する説明書
(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)
	中部胴		<input type="text"/>	(差圧)
			<input type="text"/>	(差圧)
	下部胴		<input type="text"/>	(差圧)
			<input type="text"/>	(差圧)
最高使用温度		℃	302	315
個 数		—	1	
<p>注記* : 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）及び非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，高圧代替注水系， 原子炉隔離時冷却系，低圧代替注水系，代替循環冷却系，ほう酸水注入系，残留熱除 去系），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），原子炉格納 施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却 系，高圧代替注水系，低圧代替注水系，ほう酸水注入系）と兼用。</p>				
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 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。 重大事故等対処設備 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>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 炉心シュラウド（上部胴）</p> <p>1.1.1 最高使用圧力 <input type="text"/>MPa 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，運転状態Ⅰ，Ⅱにおける炉心シュラウド（上部胴）の内外面の間に作用する最大差圧として <input type="text"/>MPa（差圧）とする。</p> <p>1.1.2 最高使用圧力 <input type="text"/>MPa 炉心シュラウド（上部胴）の内外面の間に作用する差圧は，炉心流量に依存しており，重大事故等時において使用する場合の差圧は，炉心流量に影響を与える原子炉圧力容器からの主蒸気流出流量を基に設定する。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 100px; width: 100%;"></div> <p>1.2 炉心シュラウド（中部胴）</p> <p>1.2.1 最高使用圧力 <input type="text"/>MPa 設計基準対象施設として使用する炉心シュラウド（中部胴）の最高使用圧力は，運転状態Ⅰ，Ⅱにおける炉心シュラウド（中部胴）の内外面の間に作用する最大差圧として <input type="text"/>MPa（差圧）とする。</p>				

1.2.2 最高使用圧力 MPa

炉心シュラウド（中部胴）の内外面の間に作用する差圧は、炉心流量に依存しており、重大事故等時において使用する場合の差圧は、炉心流量に影響を与える原子炉圧力容器からの主蒸気流出流量を基に設定する。

1.3 炉心シュラウド（下部胴）

1.3.1 最高使用圧力 MPa

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、運転状態Ⅰ、Ⅱにおける炉心シュラウド（下部胴）の内外面の間に作用する最大差圧として MPa（差圧）とする。

1.3.2 最高使用圧力 MPa

炉心シュラウド（下部胴）の内外面の間に作用する差圧は、炉心流量に依存しており、重大事故等時において使用する場合の差圧は、炉心流量に影響を与える原子炉圧力容器からの主蒸気流出流量を基に設定する。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 最高使用温度 302℃

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。

2.2 最高使用温度 315℃

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、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315℃とする。

3. 個数の設定根拠

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。

VI-1-1-4-1-1-2 設定根拠に関する説明書
(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	<div style="border: 1px solid black; width: 40px; height: 15px; display: inline-block;"></div> (差圧) <div style="border: 1px solid black; width: 40px; height: 15px; display: inline-block;"></div> (差圧)
最高使用温度	℃	302 315
個 数	—	1
注記* : 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）及び非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，高圧代替注水系， 原子炉隔離時冷却系，低圧代替注水系，代替循環冷却系，ほう酸水注入系，残留熱除 去系），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），原子炉格納 施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却 系，高圧代替注水系，低圧代替注水系，ほう酸水注入系）と兼用。		
【設定根拠】 （概要） ・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。 ・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。 1. 最高使用圧力の設定根拠 1.1 最高使用圧力 <div style="border: 1px solid black; width: 40px; height: 15px; display: inline-block;"></div> MPa 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，運転状態 I，II におけるシュラウドサポートの内外面の間作用する最大差圧として <div style="border: 1px solid black; width: 40px; height: 15px; display: inline-block;"></div> MPa（差圧）とす る。 1.2 最高使用圧力 <div style="border: 1px solid black; width: 40px; height: 15px; display: inline-block;"></div> MPa シュラウドサポートの内外面の間作用する差圧は，炉心流量に依存しており，重大事故 等時において使用する場合の差圧は，炉心流量に影響を与える原子炉圧力容器からの主蒸気 流出流量を基に設定する。 <div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%; margin-top: 10px;"></div> 2. 最高使用温度の設定根拠 2.1 最高使用温度 302℃ 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。 2.2 最高使用温度 315℃ 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315℃とする。		

3. 個数の設定根拠

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。

VI-1-1-4-1-1-3 設定根拠に関する説明書
(炉心シュラウド支持ロッド)

名 称		炉心シュラウド支持ロッド*
最高使用圧力	MPa	—
最高使用温度	℃	302 315
個 数	—	2 (タイプ 1) 2 (タイプ 2)
<p>注記* : 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）及び非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，高圧代替注水系， 原子炉隔離時冷却系，低圧代替注水系，代替循環冷却系，ほう酸水注入系，残留熱除 去系），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），原子炉格納 施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却 系，高圧代替注水系，低圧代替注水系，ほう酸水注入系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 炉心シュラウド支持ロッドは，設計基準対象施設として，炉心シュラウド全ての周方向溶接部が応力腐食割れにより全周破断した状態においても，拘束力により，炉心シュラウドの機能を維持するため設置される。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する炉心シュラウド支持ロッドは，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>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設としての炉心シュラウド支持ロッドの最高使用圧力は，耐圧バウンダリを構成する機器ではなく，また原子炉運転時の冷却水強制循環による差圧の発生もないため設定しない。</p> <p>炉心シュラウド支持ロッド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しての炉心シュラウド支持ロッドと同様に耐圧バウンダリを構成する機器ではなく，また原子炉内の冷却水流れによる差圧の発生もないため設定しない。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</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炉心シュラウド支持ロッ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。</p> <p>2.2 最高使用温度 315℃ 炉心シュラウド支持ロッド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315℃とする。</p> <p>3. 個数の設定根拠 炉心シュラウド支持ロッドは，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タイプ 1 を 2 個及びタイプ 2 を 2 個設置する。</p> <p>炉心シュラウド支持ロッドは，設計基準対象施設としてタイプ 1 を 2 個及びタイプ 2 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。</p>		

VI-1-1-4-1-1-4 設定根拠に関する説明書
(上部格子板)

名 称		上部格子板*
最高使用圧力	MPa	<input type="text"/> (差圧) <input type="text"/> (差圧)
最高使用温度	℃	302 315
個 数	—	1
<p>注記* : 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）及び非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，高圧代替注水系， 原子炉隔離時冷却系，低圧代替注水系，代替循環冷却系，ほう酸水注入系，残留熱除 去系），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），原子炉格納 施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却 系，高圧代替注水系，低圧代替注水系，ほう酸水注入系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 最高使用圧力 <input type="text"/> MPa (差圧) 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圧力（差圧）は，運転状態Ⅰ，Ⅱにおける上部格子板の上下面の最大差圧 <input type="text"/> MPa とする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 <input type="text"/> MPa (差圧) 上部格子板の内外面の間に作用する差圧は，炉心流量に依存しており，重大事故等時において使用する場合の差圧は，炉心流量に影響を与える原子炉圧力容器からの主蒸気流出流量を基に設定する。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 80px; width: 100%;"></div> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</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。</p> <p>2.2 最高使用温度 315℃ 上部格子板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温度と同じ 315℃とする。</p>		

3. 個数の設定根拠

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。

VI-1-1-4-1-1-5 設定根拠に関する説明書
(炉心支持板)

名 称		炉心支持板*
最高使用圧力	MPa	<input type="text"/> (差圧)
最高使用温度	℃	302 315
個 数	—	1
<p>注記* : 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）及び非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，高圧代替注水系，原子炉隔離時冷却系，低圧代替注水系，代替循環冷却系，ほう酸水注入系，残留熱除去系），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），原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系，高圧代替注水系，低圧代替注水系，ほう酸水注入系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 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，運転状態Ⅰ，Ⅱにおける炉心支持板の上下面の間に作用する最大差圧として<input type="text"/>MPa（差圧）とする。</p> <p style="background-color: yellow;">炉心支持板の内外面の間に作用する差圧は，炉心流量に依存しており，重大事故等時ににおいて使用する場合の差圧は，炉心流量に影響を与える原子炉压力容器からの主蒸気流出流量を基に設定する。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 80px; width: 100%; margin-top: 10px;"></div> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</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> <p>2.2 最高使用温度 315℃ 炉心支持板を重大事故等時に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315℃とする。</p>		

3. 個数の設定根拠

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。

VI-1-1-4-1-1-6 設定根拠に関する説明書
(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)
最高使用温度	℃	302 315
個 数	—	137
<p>注記* : 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）及び非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，高圧代替注水系， 原子炉隔離時冷却系，低圧代替注水系，代替循環冷却系，ほう酸水注入系，残留熱除 去系），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），原子炉格納 施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却 系，高圧代替注水系，低圧代替注水系，ほう酸水注入系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 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，燃料集合体 4 本を支持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。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 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，運転状態 I，II に おける炉心支持板の上下面の間に作用する最大差圧として <input type="text"/> MPa（差圧）とする。</p> <p style="background-color: yellow;">中央燃料支持金具の内外面の間に作用する差圧は，炉心流量に依存しており，重大事故等 時において使用する場合の差圧は，炉心流量に影響を与える原子炉圧力容器からの主蒸気流 出流量を基に設定する。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 100px; width: 100%;"></div> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</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。</p> <p>2.2 最高使用温度 315℃ 中央燃料支持金具を重大事故等時に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315℃とする。</p>		

3. 個数の設定根拠

燃料支持金具は、設計基準対象施設として燃料集合体 560 本を支持するために必要な個数である中央燃料支持金具 137 個と周辺燃料支持金具 12 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 137 個と周辺燃料支持金具 12 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-1-1-4-1-1-7 設定根拠に関する説明書
(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	<input type="text"/> (差圧)
最高使用温度	℃	302 315
個 数	—	12
<p>注記* : 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）及び非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，高圧代替注水系， 原子炉隔離時冷却系，低圧代替注水系，代替循環冷却系，ほう酸水注入系，残留熱除 去系），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），原子炉格納 施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却 系，高圧代替注水系，低圧代替注水系，ほう酸水注入系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要) ・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，燃料集合体1本を支持するために設置する。</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。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 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，運転状態Ⅰ，Ⅱに おける炉心支持板の上下面の間に作用する最大差圧として <input type="text"/> MPa（差圧）とする。</p> <p style="background-color: yellow;">周辺燃料支持金具の内外面の間に作用する差圧は，炉心流量に依存しており，重大事故等 時において使用する場合の差圧は，炉心流量に影響を与える原子炉圧力容器からの主蒸気流 出流量を基に設定する。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 100px; width: 100%;"></div> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 2.1 最高使用温度 302℃ 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 最高使用温度と同じ302℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 315℃ 周辺燃料支持金具を重大事故等時に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315℃とする。</p>		

3. 個数の設定根拠

燃料支持金具は、設計基準対象施設として燃料集合体 560 本を支持するために必要な個数である中央燃料支持金具 137 個と周辺燃料支持金具 12 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 137 個と周辺燃料支持金具 12 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-1-1-4-1-1-8 設定根拠に関する説明書
(制御棒案内管)

名 称		制御棒案内管*
最高使用圧力	MPa	<input type="text"/> (差圧)
最高使用温度	℃	302 315
個 数	—	137
<p>注記* : 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）及び非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，高圧代替注水系， 原子炉隔離時冷却系，低圧代替注水系，代替循環冷却系，ほう酸水注入系，残留熱除 去系），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），原子炉格納 施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却 系，高圧代替注水系，低圧代替注水系，ほう酸水注入系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 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，制御棒の案内及び燃料集合体を支持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>1. 最高使用圧力の設定根拠 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，運転状態Ⅰ，Ⅱにおけ る制御棒案内管の内外面間に作用する最大差圧として <input type="text"/> MPa (差圧) とする。</p> <p style="background-color: yellow;">制御棒案内管の内外面間に作用する差圧は，炉心流量に依存しており，重大事故等時に おいて使用する場合の差圧は，炉心流量に影響を与える原子炉圧力容器からの主蒸気流出流 量を基に設定する。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 60px; width: 100%;"></div> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</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制御棒案内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>2.2 最高使用温度 315℃ 制御棒案内管を重大事故等時に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315℃とする。</p>		

3. 個数の設定根拠

制御棒案内管は、設計基準対象施設として全制御棒137本の案内及び燃料集合体を支持するために必要な個数である137個設置する。

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

VI-1-1-4-1-2 原子炉圧力容器に係る設定根拠に関する説明書

目 次

- VI-1-1-4-1-2-1 原子炉压力容器
- VI-1-1-4-1-2-2 差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）
- VI-1-1-4-1-2-3 ジェットポンプ
- VI-1-1-4-1-2-4 給水スパーージャ
- VI-1-1-4-1-2-5 高圧炉心スプレイスパーージャ
- VI-1-1-4-1-2-6 低圧炉心スプレイスパーージャ
- VI-1-1-4-1-2-7 残留熱除去系配管（原子炉压力容器内部）
- VI-1-1-4-1-2-8 高圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）
- VI-1-1-4-1-2-9 低圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）
- VI-1-1-4-1-2-10 差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）

VI-1-1-4-1-2-1 設定根拠に関する説明書
(原子炉压力容器)

名 称		原子炉圧力容器*
最高使用圧力	MPa	8.62
最高使用温度	℃	302 315
個 数	—	1
<p>注記* : 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）及び非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系, 低圧炉心スプレイ系, 高圧代替注水系, 原子炉隔離時冷却系, 低圧代替注水系, 代替循環冷却系, ほう酸水注入系, 残留熱除 去系）, 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）, 原子炉格納 施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却 系, 高圧代替注水系, 低圧代替注水系, ほう酸水注入系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 （概要）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 <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> ・重大事故等対処設備 <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、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、原子炉圧力容器内の保有水を原子炉再循環ポンプA入口配管から残留熱除去系 配管を介して抽出し、残留熱除去系ポンプA, B及び残留熱除去系熱交換器A, Bを経由し、原 子炉再循環系ポンプA, B出口配管より原子炉圧力容器に戻すことで、原子炉冷却材を冷却し、 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 する前に生じるものに限る。）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、原子炉圧力容器内の保有水を原子炉再循環ポンプA入口配管から残留熱除去系 配管を介して抽出し、残留熱除去系ポンプA, B及び残留熱除去系熱交換器A, Bを経由し、原 子炉冷却材を冷却し、原子炉再循環ポンプ出口配管より原子炉圧力容器に戻すことで、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じるものに限る。） を防止するため燃料集合体の崩壊熱を除去し、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とす 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（高圧 炉心スプレイ系）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、復水貯蔵タンク又はサプレッションチェンバを水源とした高圧炉心スプレイ系</p>		

ポンプにより、高圧炉心スプレイ系配管を介して原子炉压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（低圧炉心スプレイ系）として使用する原子炉压力容器は、以下の機能を有する。

原子炉压力容器は、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、サプレッションチェンバを水源とした低圧炉心スプレイ系ポンプにより、低圧炉心スプレイ系配管を介して原子炉压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压力容器は、以下の機能を有する。

原子炉压力容器は、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、復水貯蔵タンクを水源とした高圧代替注水系タービンポンプにより、高圧炉心スプレイ系配管、高圧代替注水系配管及び原子炉隔離時冷却系配管を介して原子炉压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（原子炉隔離時冷却系）として使用する原子炉压力容器は、以下の機能を有する。

原子炉压力容器は、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、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉隔離時冷却系ポンプにより、原子炉隔離時冷却系配管を介して原子炉压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（低圧代替注水系）として使用する原子炉压力容器は、以下の機能を有する。

原子炉压力容器は、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、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプは補給水系配管、高圧炉心スプレイ系配管、及び残留熱除去系 A, B 系配管を介して、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）は補給水系及び残留熱除去系 A, B 系配管を介して、復水貯蔵タンクを水源とした直流駆動低圧注水ポンプは補給水系配管、高圧炉心スプレイ系配管、直流駆動低圧注水系配管を介して原子炉压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（代替循環冷却系）として使用する原子炉压力容器は、以下の機能を有する。

原子炉压力容器は、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉压力容器内に溶融炉心が存在する場合に、溶融炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした代替循環冷却ポンプにより、残留熱除去系配管、補給水系配管及び残留熱除去系熱交換器を介して原子炉压力容器に注水することで、原子炉压力容器内に存在する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压力容器は、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、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系ポンプによりほう酸水注入系配管を介して原子炉圧力容器に注水することで、他の注水設備と合わせて炉心を冷却し、炉心の著しい損傷を防止できる設計とする。

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（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、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした残留熱除去系ポンプ A, B, C により残留熱除去系配管を介して原子炉圧力容器内に注水することで、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、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプによりほう酸水注入系配管を介して原子炉圧力容器に十分な量のほう酸水を注入することで、原子炉を未臨界に移行できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）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、サプレッションチェンバを水源とした代替循環冷却ポンプにより、残留熱除去系配管、補給水系配管及び残留熱除去系熱交換器を介して原子炉圧力容器に注水することで、原子炉格納容器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。

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、サプレッションチェンバを水源とした代替循環冷却ポンプにより、残留熱除去系配管、補給水系配管及び残留熱除去系熱交換器を介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防止又は遅延できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（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、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、復水貯蔵タンクを水源とした高圧代替注水系タービンポンプにより、高圧炉心スプレイ系配管、高圧代替注水系配管及び原子炉隔離時冷却系配管を介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防止又は遅延できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（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、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、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水注入系配管を介して原子炉压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防止又は遅延できる設計とする。

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

原子炉压力容器は、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、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプは補給水系配管、高圧炉心スプレイ系配管、及び残留熱除去系 A, B 系配管を介して、代替淡水源（淡水貯水槽 (No. 1) 又は淡水貯水槽 (No. 2)）を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）は補給水系及び残留熱除去系 A, B 系配管を介して原子炉压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防止又は遅延できる設計とする。

1. 最高使用圧力の設定根拠

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原子炉压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压力容器の運転圧力が 6.93MPa であるため、これを上回る圧力として 8.62MPa とする。

1.2 最高使用圧力 MPa

原子炉压力容器を重大事故等時ににおいて使用する原子炉压力容器の圧力は、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）において圧力が最大となる重要事故シーケンスグループ等である原子炉停止機能喪失では、原子炉圧力が 9.56MPa であることから、これを上回る圧力として MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 最高使用温度 302℃

設計基準対象施設として使用する原子炉压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压力容器温度が 286℃であることから、これを上回る温度として 302℃とする。

2.2 最高使用温度 315℃

原子炉压力容器を重大事故等時に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、原子炉圧力が最大となる原子炉停止機能喪失の評価結果 9.56MPa に相当する飽和温度 309℃を上回る温度として 315℃とする。

3. 個数の設定根拠

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個を設置する。

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時に使用する。

(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, 溶着金属□個, 熱影響部□個) 及び衝撃試験片□個 (母材□個, 溶着金属□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, □の位置に□組の合計□組設置している。

VI-1-1-4-1-2-2 設定根拠に関する説明書
(差圧検出・ほう酸水注入系配管(ティーより N11 ノズルまでの外管))

名	称	差圧検出・ほう酸水注入系配管 (ティーより N11 ノズルまでの外管)*
個	数	1
<p>注記* : 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), 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), 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(ほう酸水注入系)と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 差圧検出・ほう酸水注入系配管(ティーより N11 ノズルまでの外管)は, 設計基準対象施設として, ほう酸水を炉心下部プレナムに注入するため及び炉心支持板の上下差圧を計測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(ほう酸水注入系)として使用する差圧検出・ほう酸水注入系配管(ティーより N11 ノズルまでの外管)は, 以下の機能を有する。 差圧検出・ほう酸水注入系配管(ティーより N11 ノズルまでの外管)は, 原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって, 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, ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系ポンプによりほう酸水注入系配管を介して差圧検出・ほう酸水注入系配管(ティーより N11 ノズルまでの外管)より原子炉圧力容器に注水することで, 他の注水設備と合わせて炉心を冷却し, 炉心の著しい損傷を防止できる設計とする。 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)として使用する差圧検出・ほう酸水注入系配管(ティーより N11 ノズルまでの外管)は, 以下の機能を有する。 差圧検出・ほう酸水注入系配管(ティーより N11 ノズルまでの外管)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恐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, ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系ポンプによりほう酸水注入系配管を介して差圧検出・ほう酸水注入系配管(ティーより N11 ノズルまでの外管)より原子炉圧力容器に十分な量のほう酸水を注入することで, 原子炉を未臨界に移行できる設計とする。 重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(ほう酸水注入系)として使用する差圧検出・ほう酸水注入系配管(ティーより N11 ノズルまでの外管)は, 以下の機能を有する。 差圧検出・ほう酸水注入系配管(ティーより N11 ノズルまでの外管)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, ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系ポンプによりほう酸水注入系配管を介して差圧検出・ほう酸水注入系配管(ティーより N11 ノズルまでの外管)より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防止又は遅延できる設計とする。 		

1. 個数の設定根拠

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

差圧検出・ほう酸水注入系配管(ティーより N11 ノズルまでの外管)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)

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

VI-1-1-4-1-2-3 設定根拠に関する説明書
(ジェットポンプ)

名	称	ジェットポンプ*
個	数	—
		20

注記* : 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）と兼用。

【設定根拠】
（概要）

- ・設計基準対象施設
 ジェットポンプは、設計基準対象施設として原子炉再循環系と連結し、原子炉冷却材を炉心に循環させるために設置する。
- ・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残留熱除去設備（残留熱除去系）として使用するジェットポンプは、以下の機能を有する。
 ジェットポンプは、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、原子炉圧力容器内の保有水を原子炉再循環ポンプ A 入口配管から残留熱除去系配管を介して取り出し、残留熱除去系ポンプ A、B 及び残留熱除去系熱交換器 A、B を介して原子炉再循環ポンプ出口配管よりジェットポンプを経由し、原子炉圧力容器に戻すことで、原子炉冷却材を冷却し、炉心を冷却できる設計とする。
 ジェットポンプは、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じるものに限る。）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、原子炉圧力容器内の保有水を原子炉再循環ポンプ A 入口配管から残留熱除去系配管を介して取り出し、残留熱除去系ポンプ A、B 及び残留熱除去系熱交換器 A、B を介して原子炉冷却材を冷却し、原子炉再循環ポンプ出口配管よりジェットポンプを経由し、原子炉圧力容器に戻すことで、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じるものに限る。）を防止するため燃料集合体の崩壊熱を除去し、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。

1. 個数の設定根拠
 ジェットポンプは、設計基準対象施設として原子炉冷却材を炉心に循環させるために必要な個数である 20 個設置する。

ジェットポンプは、設計基準対象施設として 20 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-1-1-4-1-2-4 設定根拠に関する説明書
(給水スパージャ)

名	称	給水スパーージャ* ¹
個	数	—
		4
<p>注記* : 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、原子炉隔離時冷却系）、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高圧代替注水系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 給水スパーージャは、設計基準対象施設として、復水・給水系からの給水を、原子炉圧力容器内部に均一に放出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、復水貯蔵タンクを水源とした高圧代替注水系タービンポンプにより、高圧炉心スプレー系配管、高圧代替注水系配管、原子炉隔離時冷却系配管及び給水スパーージャを介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（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、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉隔離時冷却系ポンプにより、原子炉隔離時冷却系配管及び給水スパーージャを介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、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、復水貯蔵タンクを水源とした高圧代替注水系タービンポンプにより、高圧炉心スプレー系配管、高圧代替注水系配管、原子炉隔離時冷却系配管及び給水スパーージャを介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防止又は遅延できる設計とする。 <p>1. 個数の設定根拠 給水スパーージャは、設計基準対象施設として、給水ノズルから圧力容器に入った給水を放出して、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 4 個設置する。</p> <p>給水スパーージャは、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。</p>		

VI-1-1-4-1-2-5 設定根拠に関する説明書
(高圧炉心スプレイスパーージャ)

名	称	高圧炉心スプレイスパーージャ*
個	数	—
		2
<p>注記* : 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（高圧炉心スプレイス系, 低圧代替注水系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 高圧炉心スプレイスパーージャは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時等に原子炉をスプレイス冷却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（高圧炉心スプレイス系）として使用する高圧炉心スプレイスパーージャは、以下の機能を有する。 高圧炉心スプレイスパーージャは、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、復水貯蔵タンクを水源とした高圧炉心スプレイス系ポンプにより、高圧炉心スプレイスパーージャ等を介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（低圧代替注水系）として使用する高圧炉心スプレイスパーージャは、以下の機能を有する。 高圧炉心スプレイスパーージャは、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、復水貯蔵タンクを水源とした直流駆動低圧注水ポンプにより高圧炉心スプレイスパーージャ等を介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。 <p>1. 個数の設定根拠 高圧炉心スプレイスパーージャは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時等に原子炉をスプレイス冷却するために必要な個数である2個設置する。</p> <p>高圧炉心スプレイスパーージャは、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。</p>		

VI-1-1-4-1-2-6 設定根拠に関する説明書
(低圧炉心スプレースパーチャ)

名	称	低圧炉心スプレイスパーージャ*
個	数	— 2
注記* : 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（低圧炉心スプレイス系）と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 低圧炉心スプレイスパーージャは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に原子炉をスプレイス冷却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（低圧炉心スプレイス系）として使用する低圧炉心スプレイスパーージャは、以下の機能を有する。 低圧炉心スプレイスパーージャは、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、サプレッションチェンバを水源とした低圧炉心スプレイス系ポンプにより、低圧炉心スプレイスパーージャ等を介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。 <p>1. 個数の設定根拠 低圧炉心スプレイスパーージャは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に原子炉をスプレイス冷却するために必要な個数である2個設置する。</p> <p>低圧炉心スプレイスパーージャは、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。</p>		

VI-1-1-4-1-2-7 設定根拠に関する説明書
(残留熱除去系配管 (原子炉压力容器内部))

名	称	残留熱除去系配管(原子炉压力容器内部)*
個	数	—
		3
<p>注記* : 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, 代替循環冷却系, 残留熱除去系), 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却系, 低圧代替注水系)と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 <p style="margin-left: 20px;">残留熱除去系配管(原子炉压力容器内部)は, 原子炉冷却材喪失時に冷却材を炉心シュラウド内に注入し, 原子炉を冷却するために設置する。</p> ・重大事故等対処設備 <p style="margin-left: 20px;">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)として使用する残留熱除去系配管(原子炉压力容器内部)は, 以下の機能を有する。</p> <p style="margin-left: 20px;">残留熱除去系配管(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 style="margin-left: 20px;">系統構成は, 復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプ及び代替淡水源(淡水貯水槽(No.1)又は淡水貯水槽(No.2))を水源とした大容量送水ポンプ(タイプI)が残留熱除去系配管(原子炉压力容器内部)等を介して原子炉压力容器内に注水することで, 炉心を冷却できる設計とする。</p> <p style="margin-left: 20px;">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(代替循環冷却系)として使用する残留熱除去系配管(原子炉压力容器内部)は, 以下の機能を有する。</p> <p style="margin-left: 20px;">残留熱除去系配管(原子炉压力容器内部)は, 炉心の著しい損傷, 溶融が発生した場合において, 原子炉压力容器内に溶融炉心が存在する場合に, 溶融炉心を冷却するために設置する。</p> <p style="margin-left: 20px;">系統構成は, サプレッションチェンバを水源とした代替循環冷却ポンプにより, 残留熱除去系配管(原子炉压力容器内部)等を介して原子炉压力容器内に注水することで, 原子炉压力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p style="margin-left: 20px;">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(残留熱除去系)として使用する残留熱除去系配管(原子炉压力容器内部)は, 以下の機能を有する。</p> <p style="margin-left: 20px;">残留熱除去系配管(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 style="margin-left: 20px;">系統構成は, サプレッションチェンバを水源とした残留熱除去系ポンプA, B, Cにより残留熱除去系配管(原子炉压力容器内部)等を介して原子炉压力容器内に注水することで, 炉心を冷却できる設計とする。</p> <p style="margin-left: 20px;">重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却系)として使用する残留熱除去系配管(原子炉压力容器内部)は, 以下の機能を有する。</p> <p style="margin-left: 20px;">残留熱除去系配管(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。</p> 		

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした代替循環冷却ポンプにより、残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部）等を介して原子炉圧力容器内に注水することで、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）として使用する残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部）は、以下の機能を有する。

残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部）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、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプ及び代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）が残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部）等を介して原子炉圧力容器内に注水することで、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を防止又は遅延できる設計とする。

1. 個数の設定根拠

残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部）は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に冷却材を原子炉圧力容器シュラウド内に注入し、原子炉を冷却するために必要な個数として A 系、B 系、C 系のそれぞれに 1 個設置し、合わせて 3 個設置する。

残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部）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。

VI-1-1-4-1-2-8 設定根拠に関する説明書
(高圧炉心スプレイ系配管(原子炉压力容器内部))

名	称	高压炉心スプレイ系配管(原子炉压力容器内部)*
個	数	1
<p>注記* : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(高压炉心スプレイ系, 低压代替注水系)と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 高压炉心スプレイ系配管(原子炉压力容器内部)は, 設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時等に原子炉をスプレイ冷却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(高压炉心スプレイ系)として使用する高压炉心スプレイ系配管(原子炉压力容器内部)は, 以下の機能を有する。 高压炉心スプレイ系配管(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压の状態であって, 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, 復水貯蔵タンクを水源とした高压炉心スプレイ系ポンプにより, 高压炉心スプレイ系配管(原子炉压力容器内部)等を介して原子炉压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(低压代替注水系)として使用する高压炉心スプレイ系配管(原子炉压力容器内部)は, 以下の機能を有する。 高压炉心スプレイ系配管(原子炉压力容器内部)は, 原子炉冷却材圧力バウンダリが低压の状態であって, 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, 復水貯蔵タンクを水源とした直流駆動低压注水ポンプにより高压炉心スプレイ系配管(原子炉压力容器内部)等を介して原子炉压力容器に注水することで, 炉心を冷却できる設計とする。 <p>1. 個数の設定根拠 高压炉心スプレイ系配管(原子炉压力容器内部)は, 設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時等に原子炉をスプレイ冷却するために必要な個数である1個設置する。 高压炉心スプレイ系配管(原子炉压力容器内部)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。</p>		

VI-1-1-4-1-2-9 設定根拠に関する説明書
(低圧炉心スプレイ系配管(原子炉压力容器内部))

名	称	低圧炉心スプレイ系配管(原子炉圧力容器内部)*
個	数	1
注記* : 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(低圧炉心スプレイ系)と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 低圧炉心スプレイ系配管(原子炉圧力容器内部)は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に原子炉をスプレイ冷却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(低圧炉心スプレイ系)として使用する低圧炉心スプレイ系配管(原子炉圧力容器内部)は、以下の機能を有する。 低圧炉心スプレイ系配管(原子炉圧力容器内部)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、サプレッションチェンバを水源とした低圧炉心スプレイ系ポンプにより、低圧炉心スプレイ系配管(原子炉圧力容器内部)等を介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。 <p>1. 個数の設定根拠 低圧炉心スプレイ系配管(原子炉圧力容器内部)は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に原子炉をスプレイ冷却するために必要な個数である1個設置する。</p> <p style="margin-left: 40px;">低圧炉心スプレイ系配管(原子炉圧力容器内部)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。</p>		

VI-1-1-4-1-2-10 設定根拠に関する説明書
(差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉压力容器内部))

名	称	差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉压力容器内部)*
個	数	—
		1
<p>注記* : 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), 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), 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(ほう酸水注入系)と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉压力容器内部)は, 設計基準対象施設として, ほう酸水を炉心下部プレナムに注入するため及び炉心支持板の上下差圧を計測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(ほう酸水注入系)として使用する差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉压力容器内部)は, 以下の機能を有する。 差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉压力容器内部)は, 原子炉冷却性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, ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系ポンプによりほう酸水注入系配管を介して差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉压力容器内部)より原子炉压力容器に注水することで, 他の注水設備と合わせて炉心を冷却し, 炉心の著しい損傷を防止できる設計とする。 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)として使用する差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉压力容器内部)は, 以下の機能を有する。 差圧検出・ほう酸水注入系配管(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恐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, ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系ポンプによりほう酸水注入系配管を介して差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉压力容器内部)より原子炉压力容器に十分な量のほう酸水を注入することで, 原子炉を未臨界に移行できる設計とする。 重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(ほう酸水注入系)として使用する差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉压力容器内部)は, 以下の機能を有する。 差圧検出・ほう酸水注入系配管(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, ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系ポンプによりほう酸水注入系配管を介して差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉压力容器内部)より原子炉压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防止又は遅延できる設計とする。 		

1. 個数の設定根拠

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

差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉圧力容器内部)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)

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