

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-添1-010改01
提出年月日	2023年4月6日

島根原子力発電所第2号機 工事計画審査資料

原子炉本体

(添付書類)

2023年4月

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

VI-1 説明書

VI-1-1 各発電用原子炉施設に共通の説明書

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）

VI-6 図面

2. 原子炉本体

2.1 炉心支持構造物

- ・炉心シュラウド構造図

【昭和60年12月25日付け60資庁第11431号にて認可された工事計画の添付書類「第4-2-1図 炉心シュラウド構造図」による。】

- ・シュラウドサポート構造図

【昭和60年12月25日付け60資庁第11431号にて認可された工事計画の添付書類「第4-2-2図 シュラウドサポート構造図」による。】

- ・上部格子板構造図

【昭和60年12月25日付け60資庁第11431号にて認可された工事計画の添付書類「第4-2-3図 上部格子板構造図」による。】

- ・炉心支持板構造図

【昭和60年12月25日付け60資庁第11431号にて認可された工事計画の添付書類「第4-2-4図 炉心支持板構造図」による。】

- ・中央燃料支持金具構造図

【昭和60年12月25日付け60資庁第11431号にて認可された工事計画の添付書類「第4-2-5図 燃料支持金具構造図」による。】

- ・周辺燃料支持金具構造図

【昭和60年12月25日付け60資庁第11431号にて認可された工時計画の添付書類「第4-2-5図 燃料支持金具構造図」による。】

- ・制御棒案内管構造図

【昭和60年12月25日付け60資庁第11431号にて認可された工時計画の添付書類「第4-2-6図 制御棒案内管構造図」による。】

2.2 原子炉圧力容器

- ・原子炉圧力容器構造図（その1）

【昭和60年12月25日付け60資庁第11431号にて認可された工時計画の添付書類「第4-3-1図 原子炉圧力容器全体構造図（その1）」による。】

- ・原子炉圧力容器構造図（その2）

【昭和60年12月25日付け60資庁第11431号にて認可された工時計画の添付書類「第4-3-2図 原子炉圧力容器全体構造図（その2）」による。】

- ・原子炉圧力容器構造図（その3）

- 【昭和60年12月25日付け60資庁第11431号にて認可された工時計画の添付書類「第4-3-3図 原子炉压力容器部分構造図（その1）」による。】
- ・原子炉压力容器構造図（その4）
【昭和60年12月25日付け60資庁第11431号にて認可された工時計画の添付書類「第4-3-4図 原子炉压力容器部分構造図（その2）」による。】
- ・原子炉压力容器構造図（その5）
【昭和60年12月25日付け60資庁第11431号にて認可された工時計画の添付書類「第4-3-5図 原子炉压力容器部分構造図（その3）」による。】
- ・原子炉压力容器構造図（その6）
【昭和60年12月25日付け60資庁第11431号にて認可された工時計画の添付書類「第4-3-6図 原子炉压力容器部分構造図（その4）」による。】
- ・原子炉压力容器構造図（その7）
【昭和60年12月25日付け60資庁第11431号にて認可された工時計画の添付書類「第4-3-7図 原子炉压力容器部分構造図（その5）」による。】
- ・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）構造図
【昭和60年12月25日付け60資庁第11431号にて認可された工時計画の添付書類「第4-4-11図 差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部及びティーよりN11ノズルまでの外管）構造図」による。】
- ・ジェットポンプ構造図
【昭和60年12月25日付け60資庁第11431号にて認可された工時計画の添付書類「第4-4-7図 ジェットポンプ構造図」による。】
- ・給水スパージャ構造図
【昭和60年12月25日付け60資庁第11431号にて認可された工時計画の添付書類「第4-4-5図 給水スパージャ構造図」による。】
- ・高圧炉心スプレイスパージャ構造図
【昭和60年12月25日付け60資庁第11431号にて認可された工時計画の添付書類「第4-4-6図 高圧及び低圧炉心スプレイスパージャ構造図」による。】
- ・低圧炉心スプレイスパージャ構造図
【昭和60年12月25日付け60資庁第11431号にて認可された工時計画の添付書類「第4-4-6図 高圧及び低圧炉心スプレイスパージャ構造図」による。】
- ・低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）構造図
【昭和60年12月25日付け60資庁第11431号にて認可された工時計画の添付書類「第4-4-8図 低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）構造図」による。】
- ・高圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）構造図
【昭和60年12月25日付け60資庁第11431号にて認可された工時計画の添付書類「第4-4-9図 高圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）構造図」による。】

- ・ 低圧炉心スプレイ系配管（原子炉圧力容器内部）構造図

【昭和60年12月25日付け60資庁第11431号にて認可された工時計画の添付書類「第4-4-10図 低圧炉心スプレイ系配管（原子炉圧力容器内部）構造図」による。】

- ・ 差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）構造図

【昭和60年12月25日付け60資庁第11431号にて認可された工時計画の添付書類「第4-4-11図 差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部及びティーよりN11ノズルまでの外管）構造図」による。】

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

1. 概要

本説明書は，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

2.1 炉心支持構造物

名 称		炉心シュラウド
最 高 使 用 圧 力	上部胴	□ (差圧), □ (差圧), □ (差圧)
	中間胴	□ (差圧), □ (差圧), □ (差圧)
	下部胴	□ (差圧), □ (差圧), □ (差圧)
最 高 使 用 温 度		℃ 302, □, □
個 数		— 1

【設 定 根 拠】

(概要)

・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。

また、円筒構造により炉心を上向きに流れる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。

・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としては、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) 炉心シュラウド（上部胴）

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*1における差圧解析値(□MPa))を包絡する最大差圧とし、□MPa（差圧）とする。

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。

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、□

□

□

□とする。

【設 定 根 拠】(続き)

[Redacted text block]

(2) 炉心シュラウド (中間胴)

設計基準対象施設として使用する炉心シュラウド (中間胴) の最高使用圧力は、通常運転時に炉心シュラウド (中間胴) 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*2 における差圧解析値 ([Redacted] MPa)) を包絡する最大差圧として、 [Redacted] MPa (差圧) とする。

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

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

[Redacted text block] とする。

[Redacted text block]

【設 定 根 拠】（続き）

(3) 炉心シュラウド（下部胴）

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*3における差圧解析値（MPa））を包絡する最大差圧として、MPa（差圧）とする。

注記*3：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）を重大事故等において使用する場合は、

とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

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、原子炉压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、

とする。

【設 定 根 拠】(続き)

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し、円筒構造により炉心を上向きに流れる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。

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>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 <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（□MPa））を包絡する最大差圧として、□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において使用する場合は、□ □ □ □とする。 □ □ □ □ □ □ □ □</p>		

【設 定 根 拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

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、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302℃とする。

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、

_____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。

名	称	上部格子板
最高使用圧力	MPa	□ (差圧), □ (差圧), □ (差圧)
最高使用温度	℃	302, □, □
個数	—	1
<p>【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 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は、通常運転時に上部格子板の上下面の間に作用する差圧（上部格子板高さの位置圧損）を考慮し、□MPa（差圧）とする。</p> <p>上部格子板を重大事故等時ににおいて使用する場合は、□</p> <p>□</p> <p>□</p> <p>□とする。</p> <p>□</p> <p>□</p> <p>□</p> <p>□</p> <p>□</p> <p>□</p> <p>□</p> <p>□</p>		

【設 定 根 拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

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℃とする。

上部格子板を重大事故等において使用する場合は，

_____とする。

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。

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>【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、原子炉中性子計装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。 また、炉心部と炉心下部を仕切り、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、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））を包絡する最大差圧として、□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は、□ □ □ □とする。 □ □ □ □ □ □ □ □</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

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、

_____とする。

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制御棒案内管、燃料支持金具及び燃料集合体、原子炉中性子計装案内管並びに起動用中性子源の横方向を支持するとともに、炉心部と炉心下部を仕切り、燃料集合体への冷却材の流路を形成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。

名 称	中央燃料支持金具	
最高使用圧力	MPa	□ (差圧), □ (差圧), □ (差圧)
最高使用温度	℃	302, □, □
個 数	—	137

【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。中央燃料支持金具は、各制御棒案内管に 1 個ずつ、計 137 個設置する。
- ・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、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)) を包絡する最大差圧として、□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、□

□

□

□

□

□

□

□

□

□

□

□

【設 定 根 拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

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、

_____とする。

3. 個数の設定根拠

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 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必要な個数として各制御棒案内管に 1 個ずつ、計 137 個設置する。

中央燃料支持金具は、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として使用する。

名 称	周辺燃料支持金具	
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"/> , <input type="text"/>
個 数	—	12
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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。周辺燃料支持金具は、計 12 個設置する。 ・ 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>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>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 (<input type="text"/> MPa)) を包絡する最大差圧として、<input type="text"/> MPa (差圧) とする。</p> <p>注記* : 通常運転時に周辺燃料支持金具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>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、<input type="text"/></p> <input type="text"/> <input type="text"/> <input type="text"/> <input type="text"/> とする。 <input type="text"/> <input type="text"/> <input type="text"/> <input type="text"/> <input type="text"/> <input type="text"/> <input type="text"/> <input type="text"/> <input type="text"/> <input type="text"/> <input type="text"/> <input type="text"/> <input type="text"/>		

【設 定 根 拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

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温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃とする。

周辺燃料支持金具を重大事故等対処設備として使用する場合は、

_____とする。

3. 個数の設定根拠

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 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必要な個数として計 12 個設置する。

周辺燃料支持金具は、設計基準対象施設として 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。

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	—	137
<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制御棒駆動機構ハウジングの上部から上方に伸び炉心支持板にはめこまれており、制御棒の案内の役目をするとともに、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。制御棒案内管は、各制御棒に1個ずつ、計137個設置する。 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</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))を包絡する最大差圧として、□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、□ □ □ □とする。 □ □ □ □ □ □ □</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

制御棒案内管を重大事故等時において使用する場合は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃とする。

重大事故等対処設備として使用する制御棒案内管の温度は、

_____とする。

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制御棒の案内の役目をするとともに、燃料集合体への冷却材の流路を形成するために必要な個数として、各制御棒に 1 個ずつ、計 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として使用する。

3. 原子炉压力容器

3.1 原子炉压力容器本体並びに監視試験片

名 称	原子炉压力容器	
最高使用圧力	MPa	8.62, 8.98
最高使用温度	℃	302, 304
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>原子炉压力容器は、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压力容器内部構造物を保持するために設置する。</p> <p>原子炉压力容器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において適切な炉心冷却能力をもたせる設計とする。</p> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に原子炉冷却システム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压力容器は、以下の機能を有する。</p> <p>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。</p> <p>系統構成は、原子炉压力容器内の保有水を原子炉冷却材再循環ポンプ入口配管から残留熱除去系配管を介して取り出し、A、B-残留熱除去ポンプ及びA、B-残留熱除去系熱交換器を介して原子炉冷却材を冷却し、原子炉冷却材再循環ポンプ出口配管よりジェットポンプを経由し、原子炉压力容器に戻すことで、炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>原子炉压力容器は、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、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、原子炉压力容器内の保有水を原子炉冷却材再循環ポンプ入口配管から残留熱除去系配管を介して取り出し、A、B-残留熱除去ポンプ及びA、B-残留熱除去系熱交換器を介して原子炉冷却材を冷却し、原子炉冷却材再循環ポンプ出口配管よりジェットポンプを経由し、原子炉压力容器に戻すことで、炉心を冷却できる設計とする。</p> 		

【設 定 根 拠】（続き）

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。

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、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ポンプにより、高圧炉心スプレイスパ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（低圧炉心スプレイ系）として使用する原子炉圧力容器は、以下の機能を有する。

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低圧炉心スプレイポンプにより、低圧炉心スプレイスパ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（高圧原子炉代替注水系）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、蒸気タービン駆動ポンプにより、サプレッションチェンバの水を高圧原子炉代替注水系等を経由し、給水スパージャを介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。

【設 定 根 拠】（続き）

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、蒸気タービン駆動ポンプにより、サブプレッションチェンバの水を原子炉隔離時冷却系等を経由し、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（低圧原子炉代替注水系）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、低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプ又は代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）、海水）を水源とした大量送水車又は大型送水ポンプ車により低圧注水系配管（原子炉圧力容器内部）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、サブプレッションチェンバを水源とした A, B, C-残留熱除去ポンプにより低圧注水系配管（原子炉圧力容器内部）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。

【設 定 根 拠】（続き）

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差圧検出・ほう酸水注入管（原子炉圧力容器内部）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差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）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（残留熱代替除去系）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、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残留熱除去系を介して残留熱代替除去ポンプにより低圧注水系配管（原子炉圧力容器内部）を経由し、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。

【設 定 根 拠】（続き）

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（高圧原子炉代替注水系）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、蒸気タービン駆動ポンプにより、サブプレッションチェンバの水を高圧原子炉代替注水系等を経由し、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原子炉格納容器安全設備（低圧原子炉代替注水系）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、低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプ又は代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）、海水）を水源とした大量送水車又は大型送水ポンプ車により低圧注水系配管（原子炉圧力容器内部）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差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）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遅延・防止できる設計とする。

【設 定 根 拠】（続き）

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が 6.93MPa であることから、これを上回る圧力として 8.62MPa とする。

原子炉圧力容器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、原子炉圧力が約 8.68MPa、原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力が約 8.98MPa であることから、高い方の圧力として 8.98MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

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、原子炉圧力容器の最高使用圧力の飽和温度以上とし、302℃とする。

原子炉圧力容器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時の原子炉冷却材バウンダリ圧力の約 8.98MPa に相当する飽和温度として 304℃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 箇所にそれぞれ 組設置している。

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)
最高使用圧力	MPa	8.62, 8.98
最高使用温度	℃	302, 304
個数	—	1
<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 重大事故等対処設備としては、ほう酸水を炉心下部プレナムに注入するための流路として使用する。 <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>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）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 8.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設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）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>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）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 304℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 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。

3.2 原子炉压力容器内部構造物

名	称	ジェットポンプ
個	数	— 20

【設定根拠】

ジェットポンプは、原子炉再循環系の一部であり、設計基準対象施設として原子炉出力の増減に伴い、必要な流量を炉心へ供給するとともに、校正されたディフューザで炉心流量を測定するために設置する。

また、冷却材喪失事故時は、炉心を冷却材で冠水させるために設置する。

重大事故等対処設備としては、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、原子炉压力容器内の保有水を原子炉冷却材再循環系ポンプ入口配管から残留熱除去系配管を介して取り出し、A、B-残留熱除去系ポンプ及びA、B-残留熱除去系熱交換器を介して原子炉冷却材再循環系ポンプ出口配管よりジェットポンプを経由し、原子炉压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、原子炉压力容器内の保有水を原子炉冷却材再循環ポンプ入口配管から残留熱除去系配管を介して取り出し、A、B-残留熱除去ポンプ及びA、B-残留熱除去系熱交換器を介して原子炉冷却材を冷却し、原子炉冷却材再循環ポンプ出口配管よりジェットポンプを経由し、原子炉压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。

名	称	給水スパーージャ
個	数	—
		4
<p>【設定根拠】</p> <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設置する。</p> <p>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している4本のヘッダを有している。</p> <p>重大事故等対処設備としては、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。</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、蒸気タービン駆動ポンプにより、サブプレッションチェンバの水を原子炉隔離時冷却系等を経由し、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>重大事故等対処設備としては、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（高圧原子炉代替注水系）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。</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、蒸気タービン駆動ポンプにより、サブプレッションチェンバの水を高圧原子炉代替注水系等を経由し、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>重大事故等対処設備としては、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原子炉格納容器安全設備（高圧原子炉代替注水系）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。</p> <p>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。</p> <p>系統構成は、蒸気タービン駆動ポンプにより、サブプレッションチェンバの水を高圧原子炉代替注水系等を経由し、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。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

1. 個数の設定根拠

給水スパーージャは、設計基準対処施設として給水ノズルから原子炉压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 4 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 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	高圧炉心スプレイスパーージャ
個	数	— 2
<p>【設定根拠】</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。</p> <p>高圧炉心スプレイスパーージャは、炉心シュラウド上部内面に沿ってT字型に左右に分岐した各々独立している2本のヘッダを有している。</p> <p>重大事故等対処設備としては、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）として使用する高圧炉心スプレイスパーージャは、以下の機能を有する。</p> <p>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。</p> <p>系統構成は、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ポンプにより、高圧炉心スプレイ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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</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>		

名	称	低圧炉心スプレイスパージャ
個	数	— 2
<p>【設定根拠】</p> <p>低圧炉心スプレイスパージャは、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冷却するために設置する。</p> <p>低圧炉心スプレイスパージャは、炉心シュラウド上部内面に沿ってT字型に左右に分岐した各々独立している2本のヘッダを有している。</p> <p>重大事故等対処設備としては、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スパージャは、以下の機能を有する。</p> <p>低圧炉心スプレイスパージャは、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。</p> <p>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ポンプにより、低圧炉心スプレイスパ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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>低圧炉心スプレイスパージャは、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>		

名	称	低压注水系配管（原子炉压力容器内部）
個	数	— 3
<p>【設定根拠】</p> <p>低压注水系配管（原子炉压力容器内部）は、原子炉冷却材喪失時等に冷却材を原子炉压力容器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> <p>低压注水系配管は、原子炉压力容器の低压注水ノズルを通り、炉心シュラウドを貫通し、低压炉心スプレイスパーージャ直下の炉心シュラウド内側に冷却材を吐出する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、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）として使用する低压注水系配管（原子炉压力容器内部）は、以下の機能を有する。</p> <p>低压注水系配管（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、サプレッションチェンバを水源とした A, B, C-残留熱除去ポンプにより低压注水系配管（原子炉压力容器内部）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>重大事故等対処設備としては、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（低压原子炉代替注水系）として使用する低压注水系配管（原子炉压力容器内部）は、以下の機能を有する。</p> <p>低压注水系配管（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、低压原子炉代替注水槽を水源とした低压原子炉代替注水ポンプ又は代替淡水源（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）、海水）を水源とした大量送水車又は大型送水ポンプ車により低压注水系配管（原子炉压力容器内部）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>重大事故等対処設備としては、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原子炉格納容器安全設備（残留熱代替除去系）として使用する低压注水系配管（原子炉压力容器内部）は、以下の機能を有する。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

低圧注水系配管（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（設置許可基準規則第二条第二項第三十七号に規定する原子炉格納容器バウンダリをいう。）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残留熱除去系を介して残留熱代替除去ポンプにより低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）を経由し、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。

重大事故等対処設備としては、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原子炉格納容器安全設備（低圧原子炉代替注水系）として使用する低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）は、以下の機能を有する。

低圧注水系配管（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、低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプ又は代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）、海水）を水源とした大量送水車又は大型送水ポンプ車により低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）を介して原子炉压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

低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時等に冷却材を原子炉压力容器炉心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である3個設置する。

低圧注水系配管（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。

名	称	高圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）
個	数	— 1
<p>【設定根拠】</p> <p>高圧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。</p> <p>原子炉压力容器の高圧炉心スプレイノズルから原子炉压力容器内に入った高圧炉心スプレイ系配管は、炉心シュラウド内の上部に入った後、炉心シュラウド内の上部に取り付けた 2 組の高圧炉心スプレイスパージャに接続する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、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）として使用する高圧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。</p> <p>高圧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、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ポンプにより、高圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）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> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>高圧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。</p> <p>高圧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>		

名	称	低圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）
個	数	— 1
<p>【設定根拠】</p> <p>低圧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。</p> <p>原子炉压力容器の低圧炉心スプレイノズルから原子炉压力容器内に入った低圧炉心スプレイ系配管は、炉心シュラウド内の上部に入った後、炉心シュラウド内の上部に取り付けた 2 組の低圧炉心スプレイスパージャに接続する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、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（原子炉压力容器内部）は、以下の機能を有する。</p> <p>低圧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、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ポンプにより、低圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）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> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>低圧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。</p> <p>低圧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>		

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>【設 定 根 拠】</p> <p>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炉心支持板の上下差圧を測定し、非常時にほう酸水を炉心下部プレナムに注入するために設置する。</p> <p>同心の二重管として原子炉压力容器内部に入った差圧検出・ほう酸水注入系配管は、原子炉压力容器内部で分離した独立している管となり、それぞれ炉心支持板の下部及び上部に到達する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、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。</p> <p>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差圧検出・ほう酸水注入管（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。</p> <p>重大事故等対処設備としては、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。</p> <p>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> <p>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。</p> <p>重大事故等対処設備としては、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。</p>		

【設定根拠】（続き）

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（原子炉压力容器内部）は、設計基準対象施設として非常時に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。

（参考）

差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）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。