

本資料のうち、枠囲みの内容は、
商業機密あるいは防護上の観点
から公開できません

| | |
|------------------|------------|
| 東海第二発電所 工事計画審査資料 | |
| 資料番号 | 工認-019 改3 |
| 提出年月日 | 平成30年3月15日 |

日本原子力発電株式会社
東海第二発電所 工事計画審査資料
原子炉本体

(添付書類)

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-1-1-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

V-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）

V-1-1-4-1-1 設定根拠に関する説明書（炉心シュラウド）

V-1-1-4-1-2 設定根拠に関する説明書（シュラウドサポート）

V-1-1-4-1-3 設定根拠に関する説明書（上部格子板）

V-1-1-4-1-4 設定根拠に関する説明書（炉心支持板）

V-1-1-4-1-5 設定根拠に関する説明書（中央燃料支持金具）

V-1-1-4-1-6 設定根拠に関する説明書（周辺燃料支持金具）

V-1-1-4-1-7 設定根拠に関する説明書（制御棒案内管）

V-1-1-4-1-8 設定根拠に関する説明書（原子炉圧力容器）

V-1-1-4-1-9 設定根拠に関する説明書（差圧検出・ほう酸水注入管（ティーより N10 ノズルまでの外管））

V-1-1-4-1-10 設定根拠に関する説明書（ジェットポンプ）

V-1-1-4-1-11 設定根拠に関する説明書（高圧炉心スプレイスパージャ）

V-1-1-4-1-12 設定根拠に関する説明書（低圧炉心スプレイスパージャ）

V-1-1-4-1-13 設定根拠に関する説明書（残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部））

V-1-1-4-1-14 設定根拠に関する説明書（高圧炉心スプレイ配管（原子炉圧力容器内部））

V-1-1-4-1-15 設定根拠に関する説明書（低圧炉心スプレイ配管（原子炉圧力容器内部））

V-1-1-4-1-16 設定根拠に関する説明書（差圧検出・ほう酸水注入管（原子炉圧力容器内部））

V-5 図面

2.1 原子炉圧力容器

- ・原子炉本体 原子炉圧力容器 炉心シュラウドの構造図

【「炉心シュラウド」は、昭和 51 年 4 月 8 日付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画書の添付図面「第 2-2 図シュラウド構造図（その 1）」及び「第 2-3 図シュラウド構造図（その 2）」による。】

- ・原子炉本体 原子炉圧力容器 シュラウドサポートの構造図

【「シュラウドサポート」は、昭和 51 年 4 月 8 日付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画書の添付図面「第 2-21 図シュラウドサポート構造図」及び平成 4 年 9 月 8 日付け発管業発第 145 号にて届け出した工事計画書の添付図面「第 2 図マンホール蓋構造図」による。】

- ・原子炉本体 原子炉压力容器 上部格子板の構造図
 【「上部格子板」は、昭和 51 年 4 月 8 日付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画書の添付図面「第 2-6 図上部格子板構造図」による。】
- ・原子炉本体 原子炉压力容器 炉心支持板の構造図
 【「炉心支持板」は、昭和 51 年 4 月 8 日付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画書の添付図面「第 2-7 図炉心支持板構造図」による。】
- ・原子炉本体 原子炉压力容器 中央燃料支持金具の構造図
 【「中央燃料支持金具」は、昭和 51 年 4 月 8 日付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画書の添付図面「第 2-19 図燃料支持金具構造図（その 1）」による。】
- ・原子炉本体 原子炉压力容器 周辺燃料支持金具の構造図
 【「周辺燃料支持金具」は、昭和 51 年 4 月 8 日付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画書の添付図面「第 2-20 図燃料支持金具構造図（その 2）」による。】
- ・原子炉本体 原子炉压力容器 制御棒案内管の構造図
 【「制御棒案内管」は、昭和 51 年 4 月 8 日付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画書の添付図面「第 2-17 図制御棒案内管構造図」による。】
- ・原子炉本体 原子炉压力容器 原子炉压力容器構造図
 【「原子炉压力容器」は、平成 16 年 1 月 9 日付け発室発第 163 号にて届け出した工事計画書の添付図面「第 1 図原子炉压力容器全体構造図」、昭和 52 年 9 月 22 日付け 52 資庁第 10471 号にて認可された工事計画書の添付図面「第 3-2 図原子炉压力容器部分図その 1」及び昭和 50 年 10 月 6 日付け 50 資庁第 8314 号にて認可された工事計画書の添付図面「第 2-3 図原子炉压力容器部分図その 2」による。】
- ・原子炉本体 原子炉压力容器 差圧検出・ほう酸水注入管（ティーより N10 ノズルまでの外管）の構造図
 【「差圧検出・ほう酸水注入管（ティーより N10 ノズルまでの外管）」は、昭和 51 年 4 月 8 日付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画書の添付図面「第 2-12 図差圧検出・ほう酸水注入配管構造図」による。】
- ・原子炉本体 原子炉压力容器 ジェットポンプの構造図
 【「ジェットポンプ」は、昭和 51 年 4 月 8 日付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画書の添付図面「第 2-16 図ジェットポンプ構造図」による。】

- ・原子炉本体 原子炉圧力容器 高圧炉心スプレイスパー ज्याの構造図
 【「高圧炉心スプレイスパー ज्या」は、昭和 51 年 4 月 8 日付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画書の添付図面「第 2-9 図高圧炉心スプレイ配管（圧力容器内部）構造図」による。】
- ・原子炉本体 原子炉圧力容器 低圧炉心スプレイスパー ज्याの構造図
 【「低圧炉心スプレイスパー ज्या」は、昭和 51 年 4 月 8 日付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画書の添付図面「第 2-10 図低圧炉心スプレイ配管（圧力容器内部）構造図」による。】
- ・原子炉本体 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管（圧力容器内部）の構造図
 【「残留熱除去系配管（圧力容器内部）」は、昭和 51 年 4 月 8 日付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画書の添付図面「第 2-11 図低圧注水配管（圧力容器内部）構造図」による。】
- ・原子炉本体 原子炉圧力容器 高圧炉心スプレイ配管（原子炉圧力容器内部）の構造図
 【「高圧炉心スプレイ配管（原子炉圧力容器内部）」は、昭和 51 年 4 月 8 日付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画書の添付図面「第 2-9 図高圧炉心スプレイ配管（圧力容器内部）構造図」による。】
- ・原子炉本体 原子炉圧力容器 低圧炉心スプレイ配管（原子炉圧力容器内部）の構造図
 【「低圧炉心スプレイ配管（原子炉圧力容器内部）」は、昭和 51 年 4 月 8 日付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画書の添付図面「第 2-10 図低圧炉心スプレイ配管（圧力容器内部）構造図」による。】
- ・原子炉本体 原子炉圧力容器 差圧検出・ほう酸水注入管（原子炉圧力容器内部）の構造図
 【「差圧検出・ほう酸水注入管（ティーより N10 ノズルまでの外管）」は、昭和 51 年 4 月 8 日付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画書の添付図面「第 2-12 図差圧検出・ほう酸水注入配管構造図」による。】

V-1-1-4-1-1 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) |
| | 中間胴 | MPa | <input type="text"/> (差圧) |
| | 下部胴 | MPa | <input type="text"/> (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) 炉心シュラウド（上部胴）</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（<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>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の圧力は、炉心流量が設計基準対象施設として使用する場合を下回り、設計基準対象施設の最高使用圧力に包絡されるため、同仕様で設計し、<input type="text"/>MPa（差圧）とする。</p> <p>(2) 炉心シュラウド（中間胴）</p> <p>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（<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>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の圧力は、炉心流量が設計基準対象施設として使用する場合を下回り、設計基準対象施設の最高使用圧力に包絡されるため、同仕様で設計し、<input type="text"/>MPa（差圧）とする。</p> | | | |

(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。

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、炉心流量が設計基準対象施設として使用する場合を下回り、設計基準対象施設の最高使用圧力に包絡されるため、同仕様で設計し、 MPa（差圧）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、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302 °C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、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 302 °C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。

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 100 %原子炉出力, 105 %炉心流量状態

*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 100 %原子炉出力, 105 %炉心流量状態

*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 100 %原子炉出力, 105 %炉心流量状態

V-1-1-4-1-2 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 | <input type="text"/> (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>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、炉心流量が設計基準対象施設として使用する場合を下回り、設計基準対象施設の最高使用圧力に包絡されるため、同仕様で設計し、<input type="text"/> MPa（差圧）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。</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、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 302 ℃とする。</p> <p>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。</p> <p>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。</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 100 %原子炉出力, 105 %炉心流量状態。

V-1-1-4-1-3 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) |
| 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 <p>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。</p> ・重大事故等対処設備 <p>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> <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>上部格子板を重大事故等時において使用する場合は、炉心流量が設計基準対象施設として使用する場合を下回り、設計基準対象施設の最高使用圧力に包絡されるため、同仕様で設計し、<input type="text"/> MPa（差圧）とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>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。</p> <p>上部格子板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 302 ℃とする。</p> <p>3. 個数の設定根拠</p> <p>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。</p> | | |

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。

注記*：通常運転時に上部格子板の差圧が最大となる100 %原子炉出力，105 %炉心流量状態。

V-1-1-4-1-4 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 |
| 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 <p>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。</p> ・ 重大事故等対処設備 <p>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> <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 <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>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、炉心流量が設計基準対象施設として使用する場合を下回り、設計基準対象施設の最高使用圧力に包絡されるため、同仕様で設計し、<input type="text"/> MPa（差圧）とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>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>炉心支持板を重大事故等時において使用する場合の温度は、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302℃とする。</p> <p>3. 個数の設定根拠</p> <p>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必要な個数である1個設置する。</p> | | |

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。

注記*：通常運転時に炉心支持板の差圧が最大となる100 %原子炉出力，105 %炉心流量状態

V-1-1-4-1-5 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 |
| 個 数 | — | 185 |

【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、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。

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。

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、炉心流量が設計基準対象施設として使用する場合を下回り、設計基準対象施設の最高使用圧力に包絡されるため、同仕様で設計し、 MPa（差圧）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、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 302 ℃とする。

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 764 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 185 個と周辺燃料支持金具 24 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 185 個と周辺燃料支持金具 24 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。

注記*：通常運転時に炉心支持板の差圧が最大となる100 %原子炉出力，105 %炉心流量状態

V-1-1-4-1-6 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 |
| 個 数 | — | 24 |
| <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、燃料集合体 1 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 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>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、炉心流量が設計基準対象施設として使用する場合を下回り、設計基準対象施設の最高使用圧力に包絡されるため、同仕様で設計し、<input type="text"/> MPa（差圧）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周辺燃料支持金具の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃とする。</p> <p>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、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 302 ℃とする。</p> <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 764 本の支持するために必要な個数である中央燃料支持金具 185 個と周辺燃料支持金具 24 個設置する。</p> | | |

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 185 個と周辺燃料支持金具 24 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。

注記*：通常運転時に炉心支持板の差圧が最大となる100 %原子炉出力，105 %炉心流量状態

V-1-1-4-1-7 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 |
| 個 数 | — | 185 |
| <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，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（<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>制御棒案内管を重大事故等時において使用する場合は，炉心流量が設計基準対象施設として使用する場合を下回り，設計基準対象施設の最高使用圧力に包絡されるため，同仕様で設計し，<input type="text"/> MPa（差圧）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> <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，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 302 ℃とする。</p> <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 185 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 185 個設置する。</p> | | |

制御棒案内管は,設計基準対象施設として 185 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。

注記* : 通常運転時に炉心支持板の差圧が最大となる100 %原子炉出力, 105 %炉心流量状態

V-1-1-4-1-8 設定根拠に関する説明書

(原子炉压力容器)

| 名 称 | | 原子炉压力容器 |
|-------------|-----|---------|
| 最 高 使 用 圧 力 | MPa | 8.62 |
| 最 高 使 用 温 度 | ℃ | 302 |
| 個 数 | — | 1 |

【設 定 根 拠】

(概要)

・設計基準対象施設

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。

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**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。

・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）として使用する原子炉压力容器は、以下の機能を有する。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、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原子炉压力容器を設置する。

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**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 を経て原子炉冷却材再循環系ポンプ出口配管より原子炉压力容器に**戻すこと**で、原子炉冷却材を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

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原子炉压力容器を設置する。

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 を経て原子炉冷却材を冷却し、原子炉冷却材再循環系ポンプ出口配管より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。**

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に原子炉圧力容器を設置する。

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系ポンプにより、高圧炉心スプレイ系配管を介して原子炉圧力容器へ注水することで、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（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原子炉圧力容器を設置する。

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圧力容器へ注水することで、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損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（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に原子炉圧力容器を設置する。

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圧力容器へ注水することで、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（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原子炉圧力容器を設置する。

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、炉心の著しい損傷及び原子炉格

納容器の破損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（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に原子炉圧力容器を設置する。

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注水することで、他の注水設備と合わせて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（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に原子炉圧力容器を設置する。

系統構成は、サプレッション・チェンバを水源として高圧炉心スプレイ系配管を経由して常設高圧代替注水系ポンプにより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、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（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原子炉圧力容器を設置する。

系統構成は、代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプ又は代替水源（代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備、SA用海水ピット）を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより残留熱除去系配管又は低圧炉心スプレイ系配管を介して原子炉圧力容器内に注水することで、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損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（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原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉圧力容器を設置する。

系統構成は、サプレッション・チェンバを水源として残留熱除去系配管を經由して代替循環冷却系ポンプにより代替循環冷却系配管及び残留熱除去系配管を介して原子炉圧力容器に注水することで、原子炉格納容器の破損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。

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原子炉圧力容器を設置する。

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。

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原子炉圧力容器を設置する。

系統構成は、サプレッション・チェンバを水源として残留熱除去系配管を經由して、代替循環冷却系ポンプにより、代替循環冷却系配管及び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、原子炉格納容器を冷却し、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。

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原子炉圧力容器を設置する。

系統構成は、サプレッション・チェンバを水源として残留熱除去系配管を經由して、代替循環冷却系ポンプにより、代替循環冷却系配管及び残留熱除去系配管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**のペDESTAL（ドライウェル部）への落下を遅延又は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（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。

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原子炉圧力容器を設置する。

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のペDESTAL（ドライウエル部）への落下を遅延又は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（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。

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原子炉圧力容器を設置する。

系統構成は、サプレッション・チェンバを水源として高圧炉心スプレイ系配管を経由して常設高圧代替注水系ポンプにより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、熔融炉心の原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）への落下を遅延又は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。

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原子炉圧力容器を設置する。

系統構成は、代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプ又は代替水源（代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備、SA用海水ピット）を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより残留熱除去系配管又は低圧炉心スプレイ系配管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のペDESTAL（ドライウエル部）への落下を遅延又は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。

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原子炉圧力容器を設置する。

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統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のペDESTAL（ドライウエル部）への落下を遅延又は防止できる設計とする。

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 6.93 MPa であるため、これを上回る圧力として 8.62 MPa 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クエ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 8.19 MPa、原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力が 8.49 MPa であることから、これを上回る圧力として 8.62 MPa 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、定格出力運転時における原子炉圧力容器温度が約 286 °C であることから、これを上回る温度として 302 °C 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 8.19 MPa に相当する飽和温度 298 °C を上回る温度として 302 °C 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）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 1 組設置している。

V-1-1-4-1-9 設定根拠に関する説明書
(差圧検出・ほう酸水注入管 (ティーより N10 ノズルまでの外管))

| 名 称 | | 差圧検出・ほう酸水注入管 (ティーより N10 ノズルまでの外管) | |
|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---|--------------------------------------|---|
| 個 | 数 | — | 1 |
| <p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>・設計基準対象施設</p> <p>差圧検出・ほう酸水注入管（ティーより N10 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。</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・ほう酸水注入管（ティーより N10 ノズルまでの外管）は，以下の機能を有する。</p> <p>差圧検出・ほう酸水注入管（ティーより N10 ノズルまでの外管）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統を介して差圧検出・ほう酸水注入管（ティーより N10 ノズルまでの外管）よりほう酸水貯蔵タンクの水を原子炉に注水することで，他の注水設備と合わせて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・ほう酸水注入管（ティーより N10 ノズルまでの外管）は，以下の機能を有する。</p> <p>差圧検出・ほう酸水注入管（ティーより N10 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統を介して差圧検出・ほう酸水注入管（ティーより N10 ノズルまでの外管）よりほう酸水貯蔵タンクの水を発電用原子炉に十分な量のほう酸水を注入することにより，原子炉を未臨界に移行できる設計とする。</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・ほう酸水注入管（ティーより N10 ノズルまでの外管）は、以下の機能を有する。

差圧検出・ほう酸水注入管（ティーより N10 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統を介して差圧検出・ほう酸水注入管（ティーより N10 ノズルまでの外管）よりほう酸水貯蔵タンクの水を原子炉に注水することにより、**熔融炉心の原子炉格納容器下部**のペDESTAL（ドライウェル部）への落下を遅延又は防止できる設計とする。

1. 個数の設定根拠

差圧検出・ほう酸水注入管（ティーより N10 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・ほう酸水注入管（ティーより N10 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・ほう酸水注入管（ティーより N10 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。

V-1-1-4-1-10 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 |
| <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>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。</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）として使用するジェットポンプは、以下の機能を有する。</p> <p>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介して原子炉圧力容器に戻すことで、原子炉冷却材を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。</p> <p>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。</p> <p>系統構成は、原子炉圧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 を経て原子炉冷却材を冷却し、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介して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>1. 個数の設定根拠</p> <p>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。</p> <p>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。</p> | | | |

V-1-1-4-1-11 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>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <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> 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・チェンバを水源とする高圧炉心スプレイ系ポンプにより，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へ注水することで，炉心の著しい損傷を防止できる設計とする。</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> | | | |

V-1-1-4-1-12 設定根拠に関する説明書
(低圧炉心スプレースパーージャ)

| 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>(概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計基準対象施設 <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に原子炉をスプレイ冷却するために設置する。</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低圧炉心スプレイ系ポンプにより，低圧炉心スプレイスパージャを介して原子炉圧力容器へ注水することで，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。</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（低圧代替注水系）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に設置する。</p> <p>系統構成は，代替水源（代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，SA用海水ピット）を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型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内に注水することで，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。</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，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</p> | | |

却するために設置する。

系統構成は、代替水源（代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，S A用海水ピット）を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型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内に注水することで，溶融炉心の原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウェル部）への落下を遅延又は防止できる設計とする。

1. 個数の設定根拠

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に原子炉を冷却するために必要な個数である2個設置する。

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。

V-1-1-4-1-13 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>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計基準対象施設 <p>残留熱除去系配管（原子炉压力容器内部）は，冷却材喪失事故時に冷却材を原子炉压力容器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>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配管（原子炉压力容器内部）は，以下の機能を有する。</p> <p>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）を介して原子炉压力容器内に注水することで，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。</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（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>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に設置する。</p> <p>系統構成は，代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプ又は代替水源（代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，S A用海水ピット）を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより残留熱除去系配管（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，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。</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（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。

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、サブプレッション・チェンバを水源として残留熱除去系を経由して代替循環冷却系ポンプにより残留熱除去系配管（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、原子炉格納容器の破損を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（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。

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。

系統構成は、サブプレッション・チェンバを水源とした残留熱除去系を経由して、代替循環冷却系ポンプにより、残留熱除去系配管（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、原子炉格納容器を冷却し、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。

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、サブプレッション・チェンバを水源として残留熱除去系配管を経由して、代替循環冷却系ポンプにより、残留熱除去系配管（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、溶融炉心の原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウェル部）への落下を遅延又は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。

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、代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプ又は代替水源（代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，SA用海水ピット）を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより残留熱除去系配管（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のペDESTAL（ドライウェル部）への落下を遅延又は防止できる設計とする。

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冷却材喪失事故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。

V-1-1-4-1-14 設定根拠に関する説明書
(高圧炉心スプレイ配管 (原子炉圧力容器内部))

| 名 称 | | 高圧炉心スプレイ配管（原子炉压力容器内部） | |
|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---|-----------------------|---|
| 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 <p>高圧炉心スプレイ配管（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> 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・チェンバを水源とする高圧炉心スプレイ系ポンプにより、高圧炉心スプレイ配管（原子炉压力容器内部）を介して原子炉压力容器へ注水することで、炉心の著しい損傷を防止できる設計とする。</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> | | | |

V-1-1-4-1-15 設定根拠に関する説明書
(低圧炉心スプレイ配管 (原子炉圧力容器内部))

| 名 称 | | 低圧炉心スプレイ配管（原子炉压力容器内部） | |
|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---|-----------------------|---|
| 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>低圧炉心スプレイ配管（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に原子炉をスプレイ冷却するために設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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低圧炉心スプレイ系ポンプにより、低圧炉心スプレイ配管（原子炉压力容器内部）を介して原子炉压力容器へ注水することで、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。</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（低圧代替注水系）として使用する低圧炉心スプレイ配管（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に設置する。</p> <p>系統構成は、代替水源（代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，SA用海水ピット）を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより低圧炉心スプレイ配管（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、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。</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炉心スプレイ配管（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、代替水源（代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備、SA用海水ピット）を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより低圧炉心スプレイ配管（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のペDESTAL（ドライウェル部）への落下を遅延又は防止できる設計とする。

1. 個数の設定根拠

低圧炉心スプレイ配管（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。

低圧炉心スプレイ配管（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。

V-1-1-4-1-16 設定根拠に関する説明書
(差圧検出・ほう酸水注入管 (原子炉圧力容器内部))

| 名 称 | 差圧検出・ほう酸水注入管（原子炉压力容器内部） | |
|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------|---|
| 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>差圧検出・ほう酸水注入管（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。</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差圧検出・ほう酸水注入管（原子炉压力容器内部）を介してほう酸水貯蔵タンクの水を原子炉に注水することで、他の注水設備と合わせて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差圧検出・ほう酸水注入管（原子炉压力容器内部）を介してほう酸水貯蔵タンクの水を原子炉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> | | |

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・ほう酸水注入管（原子炉圧力容器内部）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、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、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプにより差圧検出・ほう酸水注入管（原子炉圧力容器内部）を介してほう酸水貯蔵タンクの水を原子炉に注水することにより、**溶融炉心の原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウェル部）**への落下を遅延又は防止できる設計とする。

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。