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	号機 工事計画審査資料
資料番号	02-工-B-02-0001_改0
提出年月日	2021年1月12日

工事計画に係る説明資料

原子炉本体

(添付書類)

# 2021年 1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)

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

- 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*	
	上部胴		(差圧) (差圧)	
最高使用圧力	中部胴	MPa	(差圧) (差圧)	
	下部胴		(差圧) (差圧)	
最高使用温度	I	°C	302 315	
個 数			1	
その ( 原子)( 去系)) 施設 ( 派設 ( 概要) ・ 設計基準対象)	也原子炉泊 戸隔離時約 ,うち円 高圧代替泊 設	E水設備(高 計却系,低日 別御系統施設 コ低減設備そ E水系,低日	5残留熱除去設備(残留熱除去系)及び非常用炉心冷却設備 5圧炉心スプレイ系,低圧炉心スプレイ系,高圧代替注水系, E代替注水系,代替循環冷却系,ほう酸水注入系,残留熱除 2のうちほう酸水注入設備(ほう酸水注入系),原子炉格納 2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 E代替注水系,ほう酸水注入系)と兼用。	
<ul> <li>・重大事故等対処設備</li> <li>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。</li> </ul>				
<ol> <li>最高使用圧力の設定根拠</li> <li>1.1 炉心シュラウド(上部胴)</li> <li>1.1.1 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(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</li> </ol>				
1.1.2 最高 炉心?			を重大事故等時において使用する場合の圧力は,	
状態 I,	使用圧力 基準対象旗	MPa 転設として使 ける炉心ショ	使用する炉心シュラウド(中部胴)の最高使用圧力は,運転 ユラウド(中部胴)の内外面の間に作用する最大差圧として	
1.2.2 最高 炉心:			を重大事故等時において使用する場合の圧力は,	

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

1.3 炉心シュラウド(下部胴)
1.3 炉心ジェンサド(+ 前柄) 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)を重大事故等時において使用する場合の圧力は,
<ol> <li>2.最高使用温度の設定根拠</li> <li>2.1 最高使用温度 302℃</li> </ol>

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

Г

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。

1

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	(差圧)
最高使	用温度	°C	302 315
個	数		1
注記*	その他 原子炉 去系), 施設の 系,高	原子炉注水認 隔離時冷却系 ,計測制御系 うち圧力低減	2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 2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, 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 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 成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,ほう酸水注入系)と兼用。
	基準対象施調		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
重			<コラウドサポートは,原子炉冷却材の流路が確保されるよう,炉 量する。
1.1	最高使用圧 設計基準対 るけるシュ		a 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 -トの内外面の間に作用する最大差圧として <mark>■</mark> MPa(差圧)とす
		E力 【】】 MPa サポートを重	a 重大事故等時において使用する場合の圧力は,
2.1	最高使用温 设計基準対		⊂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 ℃とする。
177	ンュラウド		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 温度と同じ315℃とする。
3			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
	ンュラウド <sub>葡として使</sub>	-	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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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	°C	302 315
個 数	_	2 (タイプ 1) 2 (タイプ 2)
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

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。

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。

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。

- 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。

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。

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。

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。 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	(差圧)
最高使	用温度	°C	302 315
個	数		1
注記*	その他) 原子炉  去系) 施設の	原子炉注水設 隔離時冷却系 ,計測制御系 うち圧力低減	役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 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, 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 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 成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,ほう酸水注入系)と兼用。
	基準対象施		*象施設として、炉心シュラウドト部に固定し燃料集合体の横方向

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。

- 1. 最高使用圧力の設定根拠
  - 1.1 最高使用圧力 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 MPaとする。
  - 1.2 最高使用圧力 MPa (差圧) 上部格子板を重大事故等時において使用する場合の圧力は,

2. 最高使用温度の設定根拠

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。

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。

# 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	(差圧)
最高使用温度	°C	302 315
個数		1
その他 原子炉 去系), 施設の	原子炉注水認 隔離時冷却系 計測制御系 うち圧力低減	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 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, 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 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 就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,ほう酸水注入系)と兼用。
	設計基準x 然料集合体,	t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 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
<ul><li>重大事故等時</li><li>維持するために</li><li>1.最高使用圧力</li></ul>	設置する。	「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
設計基準対 炉心支持板の	象施設として 上下面の間は	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 二作用する最大差圧として MPa(差圧)とする。 等時において使用する場合の圧力は、
<ol> <li>2.最高使用温度</li> <li>2.1 最高使用温 設計基準対</li> </ol>	度 302℃	て使用する炉心支持板の最高使用温度は, 原子炉圧力容器の最高使
<ul> <li>用温度と同じ:</li> <li>2.2 最高使用温</li> <li>炉心支持板</li> <li>器の使用温度</li> </ul>	度 315℃ を重大事故等	。 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
料支持金具及	は,設計基準 び燃料集合体	<sup>進</sup> 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 k,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 51個設置する。
炉心支持板 て使用する。	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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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	可用圧力	MPa	(差圧)
最高使	〔用温度	°C	302 315
個	数		137
注記*	その他) 原子炉  去系), 施設の	原子炉注水 	よ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 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, 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 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 成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,ほう酸水注入系)と兼用。
12 41/1 1	) 基準対象施		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			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 <sup>ト</sup> る。
Î		象施設として	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 面の間に作用する最大差圧として MPa(差圧)とする。
I	中央燃料支	特金具を重大	、事故等時において使用する場合の圧力は,
2.1		度 302℃	C使用する中央燃料支持金具の最高使用温度は,原子炉圧力容器のとする。
I		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 い315℃とする。
,		具は,設計基	5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 37 個と周辺燃料支持金具 12 個設置する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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*
最高使用日	E力	MPa	(差圧)
最高使用温	且度	°C	302
個	数		315
<ul> <li></li></ul>	そ京坛奄系 一村斗 穿汝寺 用基戸の子系設,   象支 対等す 圧準心  他炉)の高   施持 処時る 力対支	京扇 う E 安全 安ここ り象病 う E 安全 安ここ り象病 が 日本 しん	な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 2000の方残留熱除去設備(残留熱除去系)及び非常用炉心冷却設備 2000のスプレイ系,低圧炉心スプレイ系,高圧代替注水系, 2000の方にう酸水注入設備(ほう酸水注入系),原子炉格納 2000の安全設備の原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却 2000の安全設備の原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却 2000の安全設備の原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却 2000の安全設備の原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却 2000の安全設備の原子炉格納容器安全設備),原子炉格納 2000の安全設備の原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却 2000の安全設備の原子炉格納容器安全設備),原子炉格納 2000の安全設備の原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却 2000の安全設備の原子炉格納容器安全設備),原子炉格納 2000の安全設備の原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却 2000の安全設備の原子炉格納容器安全設備),原子炉格納 2000の安全設備の原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却 2000の安全設備の原子炉格納容器安全設備),原子炉格納 2000の安全設備の原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却 2000の安全設備の原子炉格納容器安全設備),原子炉格納 2000の安全設備の原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却 2000の安全設備の原子炉格納容器安全設備),原子炉格納 2000の安全設備の原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却 2000の安全設備の原子炉格納容器安全設備),原子炉格納 2000の安全設備の原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却 2000の安全設備の原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却 2000の安全設備の原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却 2000の安全設備の原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却 2000の安全設備の原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却 2000の安全設備の原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却 2000の安全設備の原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却 2000の安全設備の原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却 2000の安全設備の原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却 2000の安全設備の原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却 2000の安全設備の原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却 2000の安全設備の原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却 2000の安全設備の原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却 2000の安全設備の原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却 2000の市長を見の最高使用圧力は,運転状態I,IIIに 2000間に作用する最大差圧として 2000回転する。 2000の市会の医力は,
<ol> <li>2.最高使月</li> <li>2.1 最高位</li> <li>設計2</li> <li>最高使月</li> <li>2.2 最高位</li> <li>周辺炊</li> </ol>	用 温 度 の 月 温 度 の 月 温 度 の 月 温 ま 二 温 す 二 二 二 二 二 二 二 二 二 二 二 二 二	D設定根拠 実 302℃ 象施設として と同じ302℃ 実 315℃ 寺金具を重力	こ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
である「	支持金」 中央燃料	具は,設計基 斗支持金具 1	2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 137 個と周辺燃料支持金具 12 個設置する。 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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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	(差圧)
最高使用温度	°C	302 315
		137
その他 原子炉 去系) 施設の	原子炉注水 隔離時冷却系 ,計測制御系 うち圧力低減	そ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 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, 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 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 成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,ほう酸水注入系)と兼用。
	は,設計基準 こみ,制御棒	<sup>進</sup> 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 <sup>後</sup> の案内及び燃料集合体を支持するために設置する。
<ul><li>を維持するため</li><li>1.最高使用圧力</li></ul>	に設置する。 の設定根拠	J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 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	管の内外面の	D間に作用する最大差圧として IPa (差圧)とする。 文等時において使用する場合の圧力は,
<ol> <li>2.最高使用温度</li> <li>2.1 最高使用温 設計基準対 使用温度と同</li> </ol>	度 302℃ 象施設として	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 る。
2.2 最高使用温 制御棒案内 容器の使用温	管を重大事故	牧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 ℃とする。
	管は、設計基	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 5137個設置する。
制御棒案内 に使用する。	管は,設計碁	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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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-1-1-4-1-2-1 設定根拠に関する説明書 (原子炉圧力容器)

名		称	原子炉圧力容器*
最高使	用圧力	MPa	8.62
最高使	用温度	°C	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,残留熱障 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),原子炉格維 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

原子炉圧力容器は、設計基準対象施設として原子炉冷却材圧力バウンダリを構成し、燃料集 合体、炉心支持構造物、制御棒及びその他原子炉圧力容器内部構造物を保持するために設置す る。

原子炉圧力容器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において適 切な炉心冷却能力を持たせる設計としている。

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,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。

原子炉圧力容器は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が 喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生 する前に生じるものに限る。)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。

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、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

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に注水することで、炉心を冷却できる設計とす る。

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

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

系統構成は,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,炉心を冷却できる設計とする。

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

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

系統構成は,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)として使用する原子炉圧力容器は、以下の機能を有する。

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

系統構成は、復水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(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、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に 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圧力容器に注水することで、 原子炉圧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圧力容器は、以下の機能を有する。 原子炉圧力容器は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処 設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止す るため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は,ほう酸水注入系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(低圧代替注水系)として使用する原子炉圧力容器は、以下の機能を有する。

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

系統構成は、復水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。

#### 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

原子炉圧力容器を重大事故等時において使用する原子炉圧力容器の圧力は,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 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 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。

<ol> <li>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。</li> </ol>
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
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,□□の位置に□組の

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
注記*	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。		
【設定根拠】 (概要) ・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			

重大事故等対処設備

めに設置する。

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。

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

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(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、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、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. 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	冷却系統施詞	段のうち残留熱除去設備(残留熱除去系)と兼用。		
【設定樹	艮拠】				
(概要)		<u>-п.</u>			
	「進対象施		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		
		ノは、 し 前 左 めに 設置する			
(二)目均		のに取直する	, , , , , , , , , , , , , , , , , , ,		
・重大事	事故等対処	設備			
重大	、事故等時	に原子炉冷去	『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	<b>・</b> トポンプ	は、以下の機	後能を有する。		
		, , , , , , , , , , , , , , , , , , , ,	戸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				
			っため、発電用原子炉を冷却するために設置する。		
11.00			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 コ教院士系ポンプA P F X 球印教院士系教会検照A P たんして原		
			習熱除去系ポンプ A, B 及び残留熱除去系熱交換器 A, B を介して原 こ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		
			、リシェットホンノを経由し、原子炉圧力谷器に戻りことで、原子 う却できる設計とする。		
			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		
	- ·		つ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		
			)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	を構成は, 丿	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	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		
			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	給水スパージャ*1
個	数		4
注記*	系,原	子炉隔離時冷	さ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 計却系),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 き設備(高圧代替注水系)と兼用。
給	) 基準対象施 水スパージ		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 ニ設置する。
重 代 給 設 備 こ 系 ス プ	注水系) と 水スパージ が有する発 め,発電用 統構 ス配管	に原子炉冷ま して使用する ャは、原子炉 電用原子炉の 原子炉を冷ま 復水貯蔵タン 、高圧代替泊	<ul> <li>単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 5給水スパージャは,以下の機能を有する。</li> <li>単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 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</li> <li>リするために設置する。</li> <li>ノ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</li> <li>E水系配管,原子炉隔離時冷却系配管及び給水スパージャを介して</li> <li>ことで,炉心を冷却できる設計とする。</li> </ul>
炉隔 給 設備 るた 系 約	離時冷却系 水スパージ が有する発 め,発電用 統構成は,	)として使用 ャは,原子炉 電用原子炉の 原子炉を冷ま 復水貯蔵タン	<ul> <li>取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(原子目する給水スパージャは,以下の機能を有する。</li> <li>市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</li> <li>ロウるために設置する。</li> <li>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</li> <li>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</li> </ul>
全設 給 する スプ	備(高圧代 水スパージ ため,溶融 統構成は, レイ系配管	替注水系) と ャは, 炉心の し, 原子炉格 復水貯蔵タン , 高圧代替注	<ul> <li>n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して使用する給水スパージャは、以下の機能を有する。</li> <li>&gt;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</li> <li>3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。</li> <li>&lt;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</li> <li>E水系配管、原子炉隔離時冷却系配管及び給水スパージャを介してことで、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</li> </ul>

きる設計とする。

給水スパージャは,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。

給水スパージャは,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。 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ジャ)

名		称	高圧炉心スプレイスパージャ*
個	数	_	2
			と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 E水系)と兼用。
【設定根拠】			
(概要)			
・設計基準対	4 - <b>4</b> - <b>1</b>		
			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
スプレイ将	命却する	るために設置	宣する。
チレオルが	ケ 上 I Ln =	-n. / <del></del>	
・重大事故等	1 / 1 / - 6	230113	
			『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] 引する高圧炉心スプレイスパージャは、以下の機能を有する。
			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
			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
	• • • • •		月原子炉を冷却するために設置する。
	, -	, . <u> </u>	ハイアンビーン・シーン・シーン・シーン・シーン・シーン・シーン・シーン・シーン・シーン・シ
			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	汝等時(	こ原子炉冷去	■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	系) と1	して使用する	ら高圧炉心スプレイスパージャは,以下の機能を有する。
高圧炉心	ふスプロ	レイスパーシ	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	时処設(	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	上する /	とめ,発電用	月原子炉を冷却するために設置する。
系統構成	戈は, 復	夏水貯蔵タン	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。

## 1. 個数の設定根拠

高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。

高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。

VI-1-1-4-1-2-6 設定根拠に関する説明書 (低圧炉心スプレイスパージャ)

名		称	低圧炉心スプレイスパージャ*
個	数	_	2
注記*			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
	レイ糸	)と兼用。	
【設定権	<b>退拠】</b>		
(概要)			
<ul> <li>設計基本</li> </ul>	基準対象施	設	
低戶	王炉心スプ	レイスパーシ	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
,		ために設置す	
	1111243	化的化成值 )	·∽ °
,舌十丁	事故等対処	記儘	
		12 4 114	
			P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
			引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。
低月	王炉心スプ	レイスパーシ	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	<b>b</b> 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。
系約	売構成は.	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
			- 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		- 1 ·1 C	
·	2 o		
1			

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。

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(原子炉圧力容器内部))

名		称	残留熱除去系配管(原子炉圧力容器内部)*
	*~	, 4	
個	数		3
注記*	系,代	替循環冷却系	と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,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 各納容器安全設備(代替循環冷却系,低圧代替注水系)と兼用。
【設定札	<b>退拠】</b>		
(概要)		<b>⊐</b> π.	
残留		配管(原子炉	F圧力容器内部)は,原子炉冷却材喪失時に冷却材を炉心シュラウ Pするために設置する。
重力		に原子炉冷去	和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 5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
	て,設計基準 著しい損傷	準事故対処設	5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 は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 各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
系約 (No. 配管	売構成は, 1) 又は淡:	水貯水槽(No	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 .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 等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
循環ど る。	令却系)と	して使用する	印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 5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
残留			F圧力容器内部)は、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合にお ないに、ボカホナス担心に、溶融に、た冷却されたみに記号され、

いて,原子炉圧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(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,原子炉圧力容 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(残留熱除去系)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、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(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、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(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(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、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、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. 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(原子炉圧力容器内部))

名		称	高圧炉心スプレイ系配管(原子炉圧力容器内部)*
個	数	_	1
注記*			と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	,低圧代替泪	主水系)と兼用。
【設定相	艮拠】		
(概要)			
12 41.11 =	「「「「「」」」」		
			(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	守寺に原士	炉をスノレイ	「冷却するために設置する。
• 重大国	事故等対処	設備	
			即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
			日する高圧炉心スプレイ系配管(原子炉圧力容器内部)は、以下の
	を有する。		
高月	E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高圧の
状態~	であって, 青	設計基準事故	な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
ても炸	戸心の著し	い損傷を防止	とするため,発電用原子炉を冷却するために設置する。
系統	売構成は, 🤇	復水貯蔵タン	<クを水源とした高圧炉心スプレイ系ポンプにより、高圧炉心スフ
			<b>皆内部)等を介して原子炉圧力容器に注水することで,炉心を冷</b> 劫
できる	る設計とす	る。	
-T-			
			即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
て留住を有る		して使用する	る高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
	- 0	レイ玄配答	(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
			x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
<i>v</i> ···=			とするため、発電用原子炉を冷却するために設置する。
			/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
系配管	<b>奎(原子炉</b>	圧力容器内部	B)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
る設言	十とする。		

高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。

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(原子炉圧力容器内部))

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
	令却系統施診 ) と兼用。	こ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
喪失時に原子炉	レイ系配管 をスプレイ将	(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 計却するために設置する。
炉心スプレイ系 機能を有する。 低圧炉心スプ 状態であって, ても炉心の著し めに設置する。 系統構成は,	に原子炉冷去 して使用 レイ系配管 設計基傷及び原 サプレッショ 配管(原子炉	P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 日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 (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 (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 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 レ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 再上力容器内部)等を介して原子炉圧力容器に注水することで,炉

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。

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。

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(原子炉圧力容器内部))

名		称	差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉圧力容器内部)*
個	数		1
注記*	系),言	計測制御系統 ち圧力低減調	そ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 を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 役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
差	基準対象施 王検出・ほ	う酸水注入系	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 主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
重ご 酸水注 の機能	主入系)と 能を有する。	に原子炉冷まして使用する	P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 5差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉圧力容器内部)は,以下 系配管(原子炉圧力容器内部)は,原子炉冷却性圧力バウンダリが
高圧のにおい	の状態であ いても炉心 売構成は, 1	って,設計基 の著しい損傷 まう酸水注入	ここで、「アニノスな品」には、、ホリア市はにエノバベラシラッかが 会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 属を防止するため、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 は・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

宗統構成は,は7歳が住八宗町蔵ランラを示原としたは7歳が住八宗がシラによりは7歳が 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,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・ほう酸水注入系配管(原子炉圧力容器内部)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(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、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、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。

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。