

VI-1-1-5-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書
(計測制御系統施設)

目 次

1. 概要	1
2. 制御材	2
2.1 制御棒	2
3. 制御材駆動装置	4
3.1 制御棒駆動機構	4
3.2 制御棒駆動水圧設備	7
3.2.1 水圧制御ユニット (アキュムレータ)	7
3.2.2 水圧制御ユニット (窒素容器)	9
3.2.3 主要弁	11
3.2.4 主配管	12
4. ほう酸水注入設備	17
4.1 ポンプ	17
4.2 容器	22
4.3 安全弁及び逃がし弁	25
4.4 主要弁	27
4.5 主配管	28
5. 計測装置	31
5.1 起動領域計測装置 (中性子源領域計測装置, 中間領域計測装置) 及び 出力領域計測装置	31
5.2 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力, 温度又は 流量 (代替注水の流量を含む。) を計測する装置	33
5.3 原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置	44
5.4 原子炉格納容器本体内の圧力, 温度, 酸素ガス濃度又は 水素ガス濃度を計測する装置	49
5.5 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は 貯蔵槽内の水位を計測する装置	57
5.6 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置	58
5.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置	59
5.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置	61
7. 工学的安全施設等の起動信号	62
8. 制御用空気設備	68
8.1 高圧窒素ガス供給系	68
(3) 安全弁	68
(5) 主配管	69
8.2 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧設備	83
(2) 容器	83
(5) 主配管	85

1. 概要

本資料は、計測制御系統施設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. 制御材

2.1 制御棒

名 称		ボロンカーバイド型制御棒	
個 数	—	205	
落 下 速 度	m/s	0.7 以下	
<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>ボロンカーバイド型制御棒は、設計基準対象施設として予想される運転時の異常な過渡変化を含む通常運転時に燃料要素の許容損傷限界を超えることなく炉心を未臨界に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、計測制御系統施設のうち制御材として使用するボロンカーバイド型制御棒は、以下の機能を有する。</p> <p>ボロンカーバイド型制御棒は、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、原子炉緊急停止系の機能が喪失した場合において、水圧制御ユニット（アキュムレータ）により駆動水をスクラム弁（C12-126）を介して制御棒駆動機構へ供給し、ボロンカーバイド型制御棒を挿入することで発電用原子炉を未臨界に移行できる設計とする。</p> <p>1. 個数</p> <p>ボロンカーバイド型制御棒は、設計基準対象施設として発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な個数である 205 個を設置する。</p> <p>ボロンカーバイド型制御棒は、設計基準対象施設として 205 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>2. 落下速度</p> <p>設計基準対象施設として使用するボロンカーバイド型制御棒の落下速度は、中空ピストンと結合した状態で落下し、それにより生じる、落下に対して大きな抵抗となるダッシュポット効果によって、その速度が 0.7m/s 以下となるように設計されている。</p> <p>このボロンカーバイド型制御棒の落下速度は、原子炉設置変更許可申請書において、原子炉施設の安全設計の妥当性を確認するために想定される制御棒落下事故の解析条件に用いられ、</p>			

その解析においては、制御棒価値ミニマイザで許容する最大価値 ($0.013 \Delta k$) の制御棒及びこれと結合した中空ピストンが、何らかの原因によって、制御棒駆動機構から分離し、炉心から自重によって落下するような事故が起きても、落下速度を抑え、反応度の急速な投入による燃料 UO_2 の最大エンタルピが設計上の制限値を超えないことを確認している。

ボロンカーバイド型制御棒を重大事故等時において使用する場合の落下速度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 0.7m/s 以下とする。

3. 制御材駆動装置

3.1 制御棒駆動機構

名 称		制御棒駆動機構
最高使用圧力	MPa	8.62, 9.22
最高使用温度	℃	302, 306
駆 動 速 度	mm/s	30
挿 入 時 間	s	1.44 以下 (全ストロークの 60 %挿入, 定格圧力で全炉心平均) 2.80 以下 (全ストロークの 100 %挿入, 定格圧力で全炉心平均)
個 数	—	205 (予備 3, 予備 21)

【設 定 根 拠】

(概要)

・設計基準対象施設

制御棒駆動機構は、設計基準対象施設としてプラント通常運転時には通常の運転操作に必要な速度で制御棒を炉心に挿入、引き抜きを行い、緊急時には制御棒を炉心へ急速挿入して原子炉スクラム（原子炉緊急停止）を行うために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に、計測制御系統施設のうち制御材駆動装置として使用する制御棒駆動機構は、以下の機能を有する。

制御棒駆動機構は、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、原子炉緊急停止系の機能が喪失した場合において、水圧制御ユニット（アキュムレータ）により駆動水をスクラム弁（C12-126）を介して制御棒駆動機構へ供給し、制御棒を挿入することで発電用原子炉を未臨界に移行できる設計とする。

1. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する制御棒駆動機構の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。

制御棒駆動機構を重大事故等時に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、9.22MPa とする。

2. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する制御棒駆動機構の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302℃とする。

制御棒駆動機構を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ、306℃とする。

3. 駆動速度

設計基準対象施設として使用する制御棒駆動機構の駆動速度は、制御棒の引き抜きによる炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化により燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリを破損しない速度とし、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」において確認されている定格値に対する最大の許容公差を考慮した速度 mm/s の安全側の速度とし、定格値である 30mm/s とする。

制御棒駆動機構を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、30mm/s とする。

4. 挿入時間

4.1 全ストロークの 60%挿入、定格圧力で全炉心平均 1.44s 以下

制御棒駆動機構の挿入時間は、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において確認されているスクラム速度である全ストロークの60%挿入まで1.44s以下（定格圧力で全炉心平均）とする。

制御棒駆動機構を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、全ストロークの60%挿入まで1.44s以下（定格圧力で全炉心平均）とする。

4.2 全ストロークの 100%挿入、定格圧力で全炉心平均 2.80s 以下

制御棒駆動機構の挿入時間は、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において確認されているスクラム速度である全ストロークの100%挿入まで2.80s以下（定格圧力で全炉心平均）とする。

制御棒駆動機構を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、全ストロークの100%挿入まで2.80s以下（定格圧力で全炉心平均）とする。

5. 個数

制御棒駆動機構は，設計基準対象施設としてボロンカーバイド型制御棒に合わせ 205 個設置し，保守点検用の予備品として制御棒駆動機構本体を 3 個，スプールピースを 21 個保管する。

制御棒駆動機構は，設計基準対象施設として 205 個設置しているもののうち，水圧駆動に係る部分を重大事故等対処設備として使用する。

3.2 制御棒駆動水圧設備

3.2.1 水圧制御ユニット（アキュムレータ）

名 称		水圧制御ユニット（アキュムレータ）	
容 量	L/個	□以上(66)（水側有効容量）	
最高使用圧力	MPa	18.6	
最高使用温度	℃	66	
個 数	—	103	
<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>水圧制御ユニット（アキュムレータ）は、設計基準対象施設として制御棒を炉心へ急速挿入して発電用原子炉をスクラム（原子炉緊急停止）する場合に、制御棒駆動機構のスクラム時の駆動源として、加圧された駆動水を制御棒駆動機構に供給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>重大事故等時に計測制御系統施設のうち制御材駆動装置のうち制御棒駆動水圧設備（制御棒駆動系）として使用する水圧制御ユニット（アキュムレータ）は、以下の機能を有する。</p> <p>水圧制御ユニット（アキュムレータ）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、原子炉緊急停止系の機能が喪失した場合において、水圧制御ユニット（アキュムレータ）により駆動水をスクラム弁（C12-126）を介して制御棒駆動機構へ供給し、制御棒を挿入することで発電用原子炉を未臨界に移行できる設計とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>水圧制御ユニット（アキュムレータ）の容量は、下記を考慮する。</p> <p>①中空ピストン（2個）のフルストローク挿入に消費される容量：□L*</p> <p>②周囲温度上昇に伴う窒素ガスの体積膨張の容量：□L</p> <p>③制御棒駆動機構ラビリンスシール（2個）から炉内へ放出される水容量：□L</p> <p>①～③の合計：□≒□L</p> <p>上記から、設計基準対象施設として使用する水圧制御ユニット（アキュムレータ）の容量（設計確認値）は、□L/個以上とする。</p> <p>水圧制御ユニット（アキュムレータ）を重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、□L/個以上とする。</p>			

公称値については要求される L/個以上を上回る 66L/個とする。

注記 * : 中空ピストン 2 個のフルストローク挿入に消費される容量について

1 個のフルストローク挿入に消費される容量

= (中空ピストン断面積) × (制御棒駆動機構のスクラムストローク)

= ×

= L

ここで、中空ピストン断面積 : mm²

制御棒駆動機構のスクラムストローク : mm

上記から、中空ピストン 2 個のフルストローク挿入に消費される容量は L とする。

2. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する水圧制御ユニット（アキュムレータ）の最高使用圧力は、主配管「アキュムレータ～スクラム配管アキュムレータ出口合流部」の最高使用圧力と同じ 18.6MPa とする。

水圧制御ユニット（アキュムレータ）を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、18.6MPa とする。

3. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する水圧制御ユニット（アキュムレータ）の最高使用温度は、主配管「アキュムレータ～スクラム配管アキュムレータ出口合流部」の最高使用温度と同じ 66℃ とする。

水圧制御ユニット（アキュムレータ）を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66℃ とする。

4. 個数

205 個の制御棒駆動機構のうち、204 個は 2 個が 1 つの水圧制御ユニットに、残りの 1 個は 1 個の水圧制御ユニットに接続するため、水圧制御ユニット（アキュムレータ）は、設計基準対象施設として制御棒駆動機構 205 個作動させるために必要な個数である 103 個を設置する。

水圧制御ユニット（アキュムレータ）は、設計基準対象施設として 103 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

3.2.2 水圧制御ユニット（窒素容器）

名 称		水圧制御ユニット（窒素容器）
容 量	L/個	□以上(200)
最高使用圧力	MPa	18.6
最高使用温度	℃	66
個 数	—	103
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 水圧制御ユニット（窒素容器）は、設計基準対象施設として制御棒駆動機構のスクラム時の駆動源となる水圧制御ユニット（アキュムレータ）に高压の窒素を供給するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に計測制御系統施設のうち制御材駆動装置のうち制御棒駆動水圧設備（制御棒駆動系）として使用する水圧制御ユニット（窒素容器）は、以下の機能を有する。 <p>水圧制御ユニット（窒素容器）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。</p> <p>系統構成は、原子炉緊急停止系の機能が喪失した場合において、水圧制御ユニット（アキュムレータ）及び水圧制御ユニット（窒素容器）により駆動水をスクラム弁（C12-126）を介して制御棒駆動機構へ供給し、制御棒を挿入することで発電用原子炉を未臨界に移行できる設計とする。</p> <p>1. 容量 設計基準対象施設として使用する水圧制御ユニット（窒素容器）の容量は、制御棒の急速挿入の際に、1 個の制御棒が原子炉底部の圧力に打ち勝って規定時間内に全挿入状態になるのに必要な窒素ガスの容量は□Lであることから、2 個の制御棒を全挿入状態するのに必要な窒素ガス容量□Lを考慮し、□L/個以上とする。</p> <p>水圧制御ユニット（窒素容器）を重大事故等時ににおいて使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、□L/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される□L/個以上を上回る 200 L/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する水圧制御ユニット（窒素容器）の最高使用圧力は、水圧制</p>		

御ユニット（アキュムレータ）の最高使用圧力と同じ 18.6MPa とする。

水圧制御ユニット（窒素容器）を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、18.6MPa とする。

3. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する水圧制御ユニット（窒素容器）の最高使用温度は、水圧制御ユニット（アキュムレータ）の最高使用温度と同じ 66℃ とする。

水圧制御ユニット（窒素容器）を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66℃ とする。

4. 個数

205 個の制御棒駆動機構のうち、204 個は 2 個が 1 つの水圧制御ユニットに、残りの 1 個は 1 個の水圧制御ユニットに接続するため、水圧制御ユニット（窒素容器）は、設計基準対象施設として制御棒駆動機構 205 個作動させるために必要な個数である 103 個を設置する。

水圧制御ユニット（窒素容器）は、設計基準対象施設として 103 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

3.2.3 主要弁

名 称		C12-126
最高使用圧力	MPa	18.6
最高使用温度	℃	66
個 数	—	103
<p>【設 定 根 拠】 (概要) C12-126 は、主配管「スクラム配管アキュムレータ出口合流部～C12-126」上に設置されるスクラム弁であり、設計基準対象施設としてスクラム時に水圧制御ユニット（アキュムレータ）で加圧された駆動水を制御棒駆動機構に供給するための流路として設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉緊急停止系の機能が喪失した場合において、水圧制御ユニット（アキュムレータ）で加圧された駆動水を制御棒駆動機構に供給するための流路として使用する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する C12-126 の最高使用圧力は、主配管「スクラム配管アキュムレータ出口合流部～C12-126」の最高使用圧力と同じ 18.6MPa とする。</p> <p>C12-126 を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、18.6MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する C12-126 の最高使用温度は、主配管「スクラム配管アキュムレータ出口合流部～C12-126」の最高使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>C12-126 を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66℃ とする。</p> <p>3. 個数 C12-126 は、設計基準対象施設として水圧制御ユニットと同数である 103 個設置する。</p> <p>C12-126 は、設計基準対象施設として 103 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>		

3.2.4 主配管

名 称		窒素容器 ～ アキュムレータ
最高使用圧力	MPa	18.6
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、水圧制御ユニット内の窒素容器とアキュムレータを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、水圧制御ユニットアキュムレータに高圧窒素を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、水圧制御ユニット（アキュムレータ）の最高使用圧力と同じ 18.6MPa とする。</p> <p>本配管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同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、18.6MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、水圧制御ユニット（アキュムレータ）の最高使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する窒素ガス容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する窒素ガス容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し、選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、34.0mm とする。</p>		

名 称		アキュムレータ ～ スクラム配管アキュムレータ出口合流部
最高使用圧力	MPa	18.6
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	<input type="text"/>
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、水圧制御ユニット内のアキュムレータとスクラム配管アキュムレータ出口合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、加圧された駆動水を制御棒駆動機構に供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「制御棒駆動水ポンプ～制御棒駆動水フィルタ」の最高使用圧力と同じ 18.6MPa とする。</p> <p>本配管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同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、18.6MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「制御棒駆動水ポンプ～制御棒駆動水フィルタ」の最高使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する制御棒駆動水量を基に設定しており、重大事故等時に使用する制御棒駆動水量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し、選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、<input type="text"/> mm とする。</p>		

名 称		スクラム配管アキュムレータ出口合流部 ～ C12-126
最高使用圧力	MPa	18.6
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	<input type="text"/>
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、水圧制御ユニット内のスクラム配管アキュムレータ出口合流部と C12-126 を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、加圧された駆動水を制御棒駆動機構に供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「制御棒駆動水ポンプ～制御棒駆動水フィルタ」の最高使用圧力と同じ 18.6MPa とする。</p> <p>本配管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同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、18.6MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「制御棒駆動水ポンプ～制御棒駆動水フィルタ」の最高使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する制御棒駆動水量を基に設定しており、重大事故等時に使用する制御棒駆動水量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し、選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、<input type="text"/> mm とする。</p>		

名 称		C12-126 ～ 水圧制御ユニット出口
最高使用圧力	MPa	18.6
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	42.7
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、水圧制御ユニット内の C12-126 と水圧制御ユニット出口を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、加圧された駆動水を制御棒駆動機構に供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「制御棒駆動水ポンプ～制御棒駆動水フィルタ」の最高使用圧力と同じ 18.6MPa とする。</p> <p>本配管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同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、18.6MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「制御棒駆動水ポンプ～制御棒駆動水フィルタ」の最高使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する制御棒駆動水量を基に設定しており、重大事故等時に使用する制御棒駆動水量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し、選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、42.7mm とする。</p>		

名 称		水圧制御ユニット出口～制御棒駆動機構ハウジング
最高使用圧力	MPa	18.6
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	42.7, 27.2
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、水圧制御ユニット出口と制御棒駆動機構ハウジングを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、加圧された駆動水を制御棒駆動機構に供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「制御棒駆動水ポンプ～制御棒駆動水フィルタ」の最高使用圧力と同じ18.6MPaとする。</p> <p>本配管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同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、18.6MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「制御棒駆動水ポンプ～制御棒駆動水フィルタ」の最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する制御棒駆動水量を基に設定しており、重大事故等時に使用する制御棒駆動水量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し、選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、42.7mm, 27.2mmとする。</p>		

4 ほう酸水注入設備

4.1 ポンプ

名 称		ほう酸水注入系ポンプ	
容 量	m ³ /h/個	□以上(11.4)	
吐 出 圧 力	MPa	□以上(8.43)	
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37/吐出側 10.8	
最高使用温度	℃	66	
原 動 機 出 力	kW/個	□	
個 数	—	2	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>・設計基準対象施設</p> <p>ほう酸水注入系ポンプは、設計基準対象施設として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、発電用原子炉を未臨界に移行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）として使用するほう酸水注入系ポンプは、以下の機能を有する。</p> <p>ほう酸水注入系ポンプは、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、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としてほう酸水注入系ポンプにより原子炉圧力容器に十分な量のほう酸水を注入し、発電用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）として使用するほう酸水注入系ポンプは、以下の機能を有する。</p> <p>ほう酸水注入系ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としてほう酸水注入系ポンプによりほう酸水注入系貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に注水することで、発電用原子炉を冷却し、重大事故等の進展を抑制できる設計とする。</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うち原子炉格納容器安全設備（ほう酸水注入系）として使用するほう酸水注入系ポンプは、以下の機能を有する。

ほう酸水注入系ポンプは、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、炉心の著しい損傷が発生した場合に、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としてほう酸水注入系ポンプによりほう酸水注入系貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に注水することで、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。

1. 容量

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入系ポンプの容量は、ほう酸水注入系貯蔵タンク有効容積 m³ *1 全てを min 以上 min*2 以内で注入する必要があることから、 m³/h/個*3 を上回るものとし、 m³/h/個以上とする。

ほう酸水注入系ポンプを重大事故等時ににおいて使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m³/h/個以上とする。なお、同容量において十分な反応度制御能力を有する事を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）にて確認している。

公称値については 11.4m³/h/個とする。

注記*1：ほう酸水注入系貯蔵タンクの有効容積は、ほう酸水の必要貯蔵量 m³ を上回る m³ とする。

*2：ほう酸水の注入時間について

ほう酸水の注入時間は、炉水中のボロン濃度変化限度を基に設定する。

ボロン濃度変化限度は、最低反応度印加速度0.001 Δk/minを上回るボロン注入速度として8ppm/min以上とし、また炉水中にほう酸水を均一に分散させるため20ppm/min以下に設定する。

実効増倍率 以下にするために必要なボロン濃度は、平成12年5月16日付平成12・03・29資第26号にて認可された工事計画のIV-2「制御能力についての計算書」より、 ppmに不完全混合に対する余裕をとった ppmとする。

以上より、許容注入時間は以下のとおりとなる。

上記より、ほう酸水の注入時間は min以上 min以内となる。

*3 : ほう酸水注入系ポンプによる原子炉圧力容器への注入の必要容量は、許容注入時間の最長時間が min, ほう酸水注入系貯蔵タンクの有効容量が m³であることから、以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} \frac{\text{}}{\text{}} &= \text{} \text{ m}^3/\text{min} \\ &= \text{} \text{ m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

上記より、ほう酸水注入系ポンプによる原子炉圧力容器への注入の必要容量は m³/h/個となる。

2. 吐出圧力

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入系ポンプの吐出圧力は、施設時と系統構成を含めて変わらないため、実揚程、原子炉圧力、静水頭及び配管・弁類圧力損失を基に設定する。

実揚程	約-0.10MPa
原子炉圧力	約 7.92MPa
静水頭	約 0.03MPa
配管・弁類圧力損失	約 0.42MPa

合計 約 8.27MPa

以上より、ほう酸水注入系ポンプの吐出圧力は MPa 以上とする。

ほう酸水注入系ポンプを重大事故等時において使用する場合の吐出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 MPa 以上とする。

公称値については、要求される MPa を上回る 8.43MPa とする。

3. 最高使用圧力

3.1 吸込側

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入系ポンプの最高使用圧力は、主配管「ほう酸水注入系貯蔵タンク～ほう酸水注入系ポンプ」の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

ほう酸水注入系ポンプ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同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPa とする。

3.2 吐出側

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入系ポンプの最高使用圧力は、ほう酸水注入系ポンプの吐出圧力を上回る圧力とし、10.8MPa とする。

ほう酸水注入系ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、10.8MPaとする。

4. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入系ポンプの最高使用温度は、主配管「ほう酸水注入系貯蔵タンク～ほう酸水注入系ポンプ」の最高使用温度と同じ66℃とする。

ほう酸水注入系ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66℃とする。

5. 原動機出力

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入系ポンプの原動機出力は、定格流量点での軸動力を基に、容量及び吐出圧力を考慮して決定する。

$$P_u = \frac{10^3}{60} \cdot Q \cdot p$$

$$\eta = \frac{P_u}{P} \cdot 100$$

$$P = \frac{10^3 \cdot Q \cdot p}{60 \cdot \eta / 100}$$

(引用文献：日本産業規格 J I S B 8 3 1 1 (2002)「往復ポンプー試験法」)

P : 軸動力(kW)

P_u : 水動力(kW)

Q : 容量(m³/min) = 0.19

p : 吐出圧力(MPa) = 9.81 (ピーク値)

η : ポンプ効率(%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^3 \times 0.19 \times 9.81}{60 \times \text{} / 100} = \text{} \div 38 \text{ kW}$$

上記から、公称値については要求される kW を上回る kW/個とする。

ほう酸水注入系ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 kW/個とする。

6. 個数

ほう酸水注入系ポンプ(原動機含む)は、設計基準対象施設としてほう酸水を原子炉圧力容器に注水するために必要な個数である1個に、故障時及び保守点検時による待機除外時を考慮し、合計2個設置する。

ほう酸水注入系ポンプ(原動機含む)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。

4.2 容器

名 称		ほう酸水注入系貯蔵タンク
容 量	m ³	□以上(31.7)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>・設計基準対象施設</p> <p>ほう酸水注入系貯蔵タンクは、設計基準対象施設として制御棒の挿入不能の場合に原子炉に注入するほう酸水を貯蔵するために設置する。ほう酸水の濃度は15℃において□wt%以上であり、定期的に試料採取を行うことによって確認する。</p> <p>・重大事故等対処設備</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）として使用するほう酸水注入系貯蔵タンクは、以下の機能を有する。</p> <p>ほう酸水注入系貯蔵タンクは、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原子炉圧力容器に十分な量のほう酸水を注入し、発電用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）として使用するほう酸水注入系貯蔵タンクは、以下の機能を有する。</p> <p>ほう酸水注入系貯蔵タンクは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としてほう酸水注入系ポンプによりほう酸水注入系貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に注水することで、発電用原子炉を冷却し、重大事故等の進展を抑制できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に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（水の供給設備）として使用するほう酸水注入系貯蔵タンクは、以下の機能を有する。</p> <p>ほう酸水注入系貯蔵タンクは、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確</p>		

保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は、ほう酸水注入系の水源として、ほう酸水注入系貯蔵タンクを使用することで重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（ほう酸水注入系）として使用するほう酸水注入系貯蔵タンクは、以下の機能を有する。

ほう酸水注入系貯蔵タンクは、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、炉心の著しい損傷が発生した場合に、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統を介してほう酸水注入系貯蔵タンクの水を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。

1. 容量

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入系貯蔵タンクの容量は、ほう酸水の必要貯蔵量 m³ * を上回るタンク有効容積 m³ にタンク無効容積 m³ を加味した m³ 以上とする。

ほう酸水注入系貯蔵タンクを重大事故等時ににおいて使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m³ 以上とする。

公称値については要求される容量である m³ を上回る 31.7m³ とする。

注記*：ほう酸水の貯蔵量について

ほう酸水の貯蔵量は、ほう酸水を注入して原子炉を冷温停止に至らせ、その状態に余裕を持って維持するのに必要な原子炉冷却材中のボロン濃度を考慮する。

必要ボロン濃度は、平成12年5月16日付平成12・03・29資第26号にて認可された工事計画のIV-2「制御能力についての計算書」より、実効増倍率 以下にするのに必要なボロン濃度 ppm に不完全混合に対する余裕をとって ppm とする。

ここで、ほう酸水は五ほう酸ナトリウム溶液が使用されているため、必要ボロン濃度から五ほう酸ナトリウムの量に換算する。

必要ボロン濃度に対するボロン量は、原子炉冷却材水量が kg であるため、
 × 1000 × 10⁻⁶ = kg

となる。そして五ほう酸ナトリウム中のボロン含有率は wt% であることから、五ほう酸ナトリウムの量に換算すると、必要五ほう酸ナトリウム量は、以下の通りである。

$$\begin{aligned} \text{必要五ほう酸ナトリウム量} &= \boxed{} \times \frac{100}{\boxed{}} \\ &= \boxed{} \div \boxed{} \text{ kg} \end{aligned}$$

また、五ほう酸ナトリウムの設計飽和温度15℃における溶解度は $\boxed{}$ wt%で、溶液の比重約 $\boxed{}$ である。したがって、ほう酸水の貯蔵量は、

$$\begin{aligned} \text{貯蔵量} &= \frac{\text{必要五ほう酸ナトリウム量(kg)}}{\text{五ほう酸ナトリウム飽和溶解度} \cdot \text{密度(kg/m}^3\text{)}} \\ &= \frac{\boxed{}}{\boxed{} \times 10^3} \\ &= \boxed{} \text{ m}^3 \end{aligned}$$

上記から、ほう酸水の必要貯蔵量は $\boxed{}$ m³ とする。

2. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入系貯蔵タンクの最高使用圧力は、ほう酸水注入系貯蔵タンクが大気開放であることから、静水頭とする。

ほう酸水注入系貯蔵タンク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同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、静水頭とする。

3. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入系貯蔵タンクの最高使用温度は、ほう酸の析出防止のため保温用ヒータによりほう酸水を 27±3℃*に維持していることから、これを上回る 66℃とする。

ほう酸水注入系貯蔵タンクを重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66℃とする。

注記*：保温用ヒータの電源は非常用電源から供給されるため、事故時におけるタンク内のほう酸水が析出するような温度低下は起こらない。

4. 個数

ほう酸水注入系貯蔵タンクは、設計基準対象施設として制御棒の挿入不能の場合に原子炉に注入するほう酸水を貯蔵するために必要な個数である1個を設置する。

ほう酸水注入系貯蔵タンクは、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。

4.3 安全弁及び逃がし弁

名 称		C41-F014
吹 出 圧 力	MPa	1.37
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>C41-F014 は、主配管「ほう酸水注入系貯蔵タンク～ほう酸水注入系ポンプ」上に設置する逃がし弁であり、設計基準対象施設として、主配管「ほう酸水注入系貯蔵タンク～ほう酸水注入系ポンプ」の圧力が最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に主配管「ほう酸水注入系貯蔵タンク～ほう酸水注入系ポンプ」の圧力が重大事故等時における使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。</p> <p>1. 吹出圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する C41-F014 の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「ほう酸水注入系貯蔵タンク～ほう酸水注入系ポンプ」の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>C41-F014 を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPa とする。</p> <p>2. 個数</p> <p>C41-F014 は、設計基準対象施設として主配管「ほう酸水注入系貯蔵タンク～ほう酸水注入系ポンプ」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個設置する。</p> <p>C41-F014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		C41-F003A, B
吹 出 圧 力	MPa	10.8
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>C41-F003A, B は、主配管「ほう酸水注入系ポンプ～ほう酸水注入系合流部」上に設置する逃がし弁であり、設計基準対象施設として、主配管「ほう酸水注入系ポンプ～ほう酸水注入系合流部」の圧力が最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に主配管「ほう酸水注入系ポンプ～ほう酸水注入系合流部」の圧力が重大事故等時における使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。</p> <p>1. 吹出圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する C41-F003A, B の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「ほう酸水注入系ポンプ～ほう酸水注入系合流部」の最高使用圧力と同じ 10.8 MPa とする。</p> <p>C41-F003A, B を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、10.8MPa とする。</p> <p>2. 個数</p> <p>C41-F003A, B は、設計基準対象施設として主配管「ほう酸水注入系ポンプ～ほう酸水注入系合流部」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である各系列に 1 個とし、合計 2 個設置する。</p> <p>C41-F003A, B 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>		

4.4 主要弁

名 称		C41-F007
最高使用圧力	MPa	8.62
最高使用温度	℃	302
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概要) C41-F007 は、主配管「ほう酸水注入系ポンプ～ほう酸水注入系合流部」上に設置する原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁であり、設計基準対象施設としてほう酸水注入系ポンプよりほう酸水を原子炉圧力容器へ注入するための流路として設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する C41-F007 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>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する C41-F007 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>3. 個数 C41-F007 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の隔離弁として使用するために 1 個設置する。</p>		

4.5 主配管

名 称		ほう酸水注入系貯蔵タンク～ほう酸水注入系ポンプ
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、ほう酸水注入系貯蔵タンクとほう酸水注入系ポンプを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸水をほう酸水注入系ポンプに供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、ほう酸水注入系貯蔵タンクの最高使用圧力（静水頭）を上回る 1.37MPa とする。</p> <p>本配管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同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、ほう酸水注入系貯蔵タンクの最高使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するほう酸水注入系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用するほう酸水注入系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、配管外径に対する標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3mm とする。</p>		

名 称		ほう酸水注入系ポンプ～ほう酸水注入系合流部
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.8, 9.22
最高使用温度	℃	302, 66, 306
外 径	mm	48.6
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、ほう酸水注入系ポンプとほう酸水注入系合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸水をほう酸水注入系ポンプにより原子炉圧力容器に注入するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 8.62MPa 設計基準対象施設として使用する本配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>1.2 最高使用圧力 10.8MPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、ほう酸水注入系ポンプの吐出側の最高使用圧力と同じ10.8MPaとする。</p> <p>1.3 最高使用圧力 9.22MPa 本配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、9.22MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 302℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 66℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、ほう酸水注入系ポンプの最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>2.3 最高使用温度 306℃ 本配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、306℃とする。</p>		

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するほう酸水注入系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用するほう酸水注入系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、配管外径に対する標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、48.6mmとする。

5. 計測装置

5.1 起動領域計測装置（中性子源領域計測装置，中間領域計測装置）及び出力領域計測装置

名 称		起動領域モニタ	
		中性子源領域	中間領域
個 数	—	10	
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 起動領域モニタは，設計基準対象施設として炉心における中性子束密度を計測するとともに，計測結果を表示し，記録し，及び保存するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する起動領域モニタは，以下の機能を有する。 <p>起動領域モニタは，重大事故等が発生し，計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において，当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>起動領域モニタの装置の構成，計測範囲等については，VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p>			
<p>1. 個数</p> <p>起動領域モニタは，設計基準対象施設として炉心における中性子束密度を計測するために必要な個数であり，当該中性子束密度を計測可能なように10個設置する。</p> <p>起動領域モニタは，設計基準対象施設として10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>			

K6 ① VI-1-1-5-4 R0

名 称		出力領域モニタ
個 数	—	208
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 出力領域モニタは、設計基準対象施設として炉心における中性子束密度を計測するとともに、計測結果を表示し、記録し、及び保存するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する出力領域モニタは、以下の機能を有する。 <p>出力領域モニタは、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>出力領域モニタの装置の構成、計測範囲等については、VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数 出力領域モニタは、設計基準対象施設として炉心における中性子束密度を計測するために必要な個数であり、当該中性子束密度を計測可能なように各チャンネル（4チャンネル）に52個ずつ設置し、合計208個設置する。</p> <p>出力領域モニタは、設計基準対象施設として208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>		

5.2 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力、温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置

名 称		高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	
個 数	—	2	
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力は、設計基準対象施設として原子炉冷却材の圧力を計測するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力は、以下の機能を有する。 <p>高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力は、設計基準対象施設として当該圧力を計測するために必要な個数であり、各系統を計測可能なように各1個とし、合計2個設置する。 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力は、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		残留熱除去系ポンプ吐出圧力
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 残留熱除去系ポンプ吐出圧力は、設計基準対象施設として原子炉冷却材の圧力を計測するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する残留熱除去系ポンプ吐出圧力は、以下の機能を有する。 <p>残留熱除去系ポンプ吐出圧力は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>残留熱除去系ポンプ吐出圧力の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数</p> <p>残留熱除去系ポンプ吐出圧力は、設計基準対象施設として当該圧力を計測するために必要な個数であり、各系統を計測可能なように各1個とし、合計3個設置する。</p> <p>残留熱除去系ポンプ吐出圧力は、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。</p>		

名 称		残留熱除去系熱交換器入口温度
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 残留熱除去系熱交換器入口温度は、設計基準対象施設として原子炉冷却材の温度を計測するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する残留熱除去系熱交換器入口温度は、以下の機能を有する。 <p>残留熱除去系熱交換器入口温度は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>残留熱除去系熱交換器入口温度の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数</p> <p>残留熱除去系熱交換器入口温度は、設計基準対象施設として当該温度を計測するために必要な個数であり、各系統を計測可能なように各1個とし、合計3個設置する。</p> <p>残留熱除去系熱交換器入口温度は、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。</p>		

名 称		残留熱除去系熱交換器出口温度
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 残留熱除去系熱交換器出口温度は、設計基準対象施設として原子炉冷却材の温度を計測するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する残留熱除去系熱交換器出口温度は、以下の機能を有する。 <p>残留熱除去系熱交換器出口温度は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>残留熱除去系熱交換器出口温度の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数</p> <p>残留熱除去系熱交換器出口温度は、設計基準対象施設として当該温度を計測するために必要な個数であり、各系統を計測可能なように各1個とし、合計3個設置する。</p> <p>残留熱除去系熱交換器出口温度は、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。</p>		

名 称		復水補給水系温度（代替循環冷却）	
個 数	—	1	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>（概要）</p> <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する復水補給水系温度（代替循環冷却）は、以下の機能を有する。</p> <p>復水補給水系温度（代替循環冷却）は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>復水補給水系温度（代替循環冷却）の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数</p> <p>復水補給水系温度（代替循環冷却）は、重大事故等対処設備として当該温度を計測するために必要な個数であり、当該温度を計測可能なように1個設置する。</p>			

名 称		残留熱除去系系統流量
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 残留熱除去系系統流量は、設計基準対象施設として原子炉冷却材の流量及び原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する残留熱除去系系統流量は、以下の機能を有する。 残留熱除去系系統流量は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。 残留熱除去系系統流量の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。 <p>1. 個数 残留熱除去系系統流量は、設計基準対象施設として当該流量を計測するために必要な個数であり、各系統を計測可能なように各1個とし、合計3個設置する。 残留熱除去系系統流量は、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。</p>		

名 称		原子炉隔離時冷却系系統流量
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 原子炉隔離時冷却系系統流量は、設計基準対象施設として原子炉冷却材の流量を計測するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する原子炉隔離時冷却系系統流量は、以下の機能を有する。 <p>原子炉隔離時冷却系系統流量は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>原子炉隔離時冷却系系統流量の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数 原子炉隔離時冷却系系統流量は、設計基準対象施設として当該流量を計測するために必要な個数であり、当該流量を計測可能なように1個設置する。</p> <p>原子炉隔離時冷却系系統流量は、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		高压炉心注水系系統流量
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 高压炉心注水系系統流量は、設計基準対象施設として原子炉冷却材の流量を計測するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する高压炉心注水系系統流量は、以下の機能を有する。 <p>高压炉心注水系系統流量は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>高压炉心注水系系統流量の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数</p> <p>高压炉心注水系系統流量は、設計基準対象施設として当該流量を計測するために必要な個数であり、各系統を計測可能なように各1個とし、合計2個設置する。</p> <p>高压炉心注水系系統流量は、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		高压代替注水系系統流量
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する高压代替注水系系統流量は、以下の機能を有する。</p> <p>高压代替注水系系統流量は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>高压代替注水系系統流量の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数</p> <p>高压代替注水系系統流量は、重大事故等対処設備として当該流量を計測するために必要な個数であり、当該流量を計測可能なように1個設置する。</p>		

名 称		復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) は、以下の機能を有する。</p> <p>復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) は、重大事故等が発生し、計測機器 (非常用のものを含む。) の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数</p> <p>復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) は、重大事故等対処設備として当該流量を計測するために必要な個数であり、当該流量を計測可能なように 1 個設置する。</p>		

名 称		復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) は、以下の機能を有する。</p> <p>復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) は、重大事故等が発生し、計測機器 (非常用のものを含む。) の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数</p> <p>復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) は、重大事故等対処設備として当該流量を計測するために必要な個数であり、当該流量を計測可能なように 1 個設置する。</p>		

5.3 原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

名 称		原子炉圧力
個 数	—	3
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 原子炉圧力は、設計基準対象施設として原子炉压力容器内の圧力を計測するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する原子炉圧力は、以下の機能を有する。 <p>原子炉圧力は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>原子炉圧力の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数</p> <p>原子炉圧力は、設計基準対象施設として当該圧力を計測するために必要な個数であり、当該圧力を計測可能なように4個設置する。</p> <p>原子炉圧力は、設計基準対象施設として4個設置しているもののうち3個を重大事故等対処設備として使用する。</p>		

K6 ① VI-1-1-5-4 R0

名 称		原子炉圧力 (SA)
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する原子炉圧力 (SA) は、以下の機能を有する。</p> <p>原子炉圧力 (SA) は、重大事故等が発生し、計測機器 (非常用のものを含む。) の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>原子炉圧力 (SA) の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数</p> <p>原子炉圧力 (SA) は、重大事故等対処設備として当該圧力を計測するために必要な個数であり、当該圧力を計測可能なように1個設置する。</p>		

名 称		原子炉水位（広帯域）
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 原子炉水位（広帯域）は，設計基準対象施設として原子炉压力容器内の水位を計測するとともに，計測結果を表示し，記録し，及び保存するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する原子炉水位（広帯域）は，以下の機能を有する。 <p>原子炉水位（広帯域）は，重大事故等が発生し，計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において，当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>原子炉水位（広帯域）の装置の構成，計測範囲等については，VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数</p> <p>原子炉水位（広帯域）は，設計基準対象施設として当該水位を計測するために必要な個数であり，当該水位を計測可能なように8個設置する。</p> <p>原子炉水位（広帯域）は，設計基準対象施設として8個設置しているもののうち3個を重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名 称		原子炉水位（燃料域）
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 原子炉水位（燃料域）は、設計基準対象施設として原子炉压力容器内の水位を計測するとともに、計測結果を表示し、記録し、及び保存するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する原子炉水位（燃料域）は、以下の機能を有する。 <p>原子炉水位（燃料域）は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>原子炉水位（燃料域）の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数 原子炉水位（燃料域）は、設計基準対象施設として当該水位を計測するために必要な個数であり、当該水位を計測可能なように2個設置する。</p> <p>原子炉水位（燃料域）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		原子炉水位 (SA)
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する原子炉水位 (SA) は、以下の機能を有する。</p> <p>原子炉水位 (SA) は、重大事故等が発生し、計測機器 (非常用のものを含む。) の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>原子炉水位 (SA) の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数</p> <p>原子炉水位 (SA) は、重大事故等対処設備として原子炉水位の広帯域と燃料域それぞれを計測可能なように1個ずつ設置し、合計2個設置する。</p>		

5.4 原子炉格納容器本体内の圧力，温度，酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置

名 称		格納容器内圧力 (D/W)
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する格納容器内圧力 (D/W) は、以下の機能を有する。</p> <p>格納容器内圧力 (D/W) は、重大事故等が発生し、計測機器 (非常用のものを含む。) の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>格納容器内圧力 (D/W) の装置の構成，計測範囲等については，VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数</p> <p>格納容器内圧力 (D/W) は，重大事故等対処設備として当該圧力を計測するために必要な個数であり，当該圧力を計測可能なように 1 個設置する。</p>		

名 称		格納容器内圧力 (S/C)
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する格納容器内圧力 (S/C) は、以下の機能を有する。</p> <p>格納容器内圧力 (S/C) は、重大事故等が発生し、計測機器 (非常用のものを含む。) の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>格納容器内圧力 (S/C) の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数</p> <p>格納容器内圧力 (S/C) は、重大事故等対処設備として当該圧力を計測するために必要な個数であり、当該圧力を計測可能なように1個設置する。</p>		

名 称		ドライウエル雰囲気温度
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用するドライウエル雰囲気温度は、以下の機能を有する。</p> <p>ドライウエル雰囲気温度は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>ドライウエル雰囲気温度の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数</p> <p>ドライウエル雰囲気温度は、重大事故等対処設備としてドライウエル上部と下部それぞれの温度を計測可能なように1個ずつ設置し、合計2個設置する。</p>		

名 称		サプレッションチェンバ気体温度	
個 数	—	1	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用するサプレッションチェンバ気体温度は、以下の機能を有する。</p> <p>サプレッションチェンバ気体温度は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>サプレッションチェンバ気体温度の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数</p> <p>サプレッションチェンバ気体温度は、重大事故等対処設備として当該温度を計測するために必要な個数であり、当該温度を計測可能なように1個設置する。</p>			

名 称	サプレッションチェンバプール水温度	
個 数	—	3
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用するサプレッションチェンバプール水温度は、以下の機能を有する。</p> <p>サプレッションチェンバプール水温度は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>サプレッションチェンバプール水温度の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数</p> <p>サプレッションチェンバプール水温度は、重大事故等対処設備としてサプレッションチェンバプールの上部、中部、下部のそれぞれの水温を計測可能なように1個ずつ設置し、合計3個設置する。</p>		

名 称		格納容器内酸素濃度
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 格納容器内酸素濃度は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内における酸素濃度を計測するとともに、計測結果を表示し、記録し、及び保存するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する格納容器内酸素濃度は、以下の機能を有する。 <p>格納容器内酸素濃度は、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内における水素爆発による破損を防止するために必要な設備として設置する。</p> <p>また、格納容器内酸素濃度は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>格納容器内酸素濃度の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数 格納容器内酸素濃度は、設計基準対象施設として当該酸素濃度を計測するために必要な個数であり、当該酸素濃度を計測可能なように2個設置する。</p> <p>格納容器内酸素濃度は、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		格納容器内水素濃度
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 格納容器内水素濃度は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内における水素濃度を計測するとともに、計測結果を表示し、記録し、及び保存するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する格納容器内水素濃度は、以下の機能を有する。 格納容器内水素濃度は、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内における水素爆発による破損を防止するために必要な設備として設置する。 また、格納容器内水素濃度は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。 格納容器内水素濃度の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。 <p>1. 個数 格納容器内水素濃度は、設計基準対象施設として当該水素濃度を計測するために必要な個数であり、当該水素濃度を計測可能なように2個設置する。 格納容器内水素濃度は、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		格納容器内水素濃度 (SA)
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する格納容器内水素濃度 (SA) は、以下の機能を有する。</p> <p>格納容器内水素濃度 (SA) 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内における水素爆発による破損を防止するために必要な設備として設置する。</p> <p>また、格納容器内水素濃度 (SA) は、重大事故等が発生し、計測機器 (非常用のものを含む。) の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>格納容器内水素濃度 (SA) の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数</p> <p>格納容器内水素濃度 (SA) は、重大事故等対処設備としてドライウエル、サプレッションチェンバのそれぞれの水素濃度を計測可能なように1個ずつ設置し、合計2個設置する。</p>		

5.5 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置

名 称		復水貯蔵槽水位 (SA)
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概要) 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する復水貯蔵槽水位 (SA) は、以下の機能を有する。</p> <p>復水貯蔵槽水位 (SA) は、重大事故等が発生し、計測機器 (非常用のものを含む。) の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>復水貯蔵槽水位 (SA) の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数 復水貯蔵槽水位 (SA) は、重大事故等対処設備として当該水位を計測するために必要な個数であり、当該水位を計測可能なように1個設置する。</p>		

5.6 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

名 称		復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概要) 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）は、以下の機能を有する。</p> <p>復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）は、重大事故等対処設備として当該流量を計測するために必要な個数であり、当該流量を計測可能なように1個設置する。</p>		

5.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

名 称		サブプレッションチェンバプール水位	
個 数	—	1	
<p>【設 定 根 拠】 (概要) 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用するサブプレッションチェンバプール水位は、以下の機能を有する。</p> <p>サブプレッションチェンバプール水位は、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>サブプレッションチェンバプール水位の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数 サブプレッションチェンバプール水位は、重大事故等対処設備として当該水位を計測するために必要な個数であり、当該水位を計測可能なように1個設置する。</p>			

K6 ① VI-1-1-5-4 R0

名 称		格納容器下部水位
個 数	—	3
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する格納容器下部水位は、以下の機能を有する。</p> <p>格納容器下部水位は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>格納容器下部水位の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数</p> <p>格納容器下部水位は、重大事故等対処設備として原子炉格納容器下部における注水状況を確認するため、熔融炉心の冷却に必要な水深があることを確認できるよう下部ドライウェル底部から+1m, +2m, +3mの各高さに1個ずつ設置し、合計3個設置する。</p>		

5.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

名 称		原子炉建屋水素濃度
個 数	—	8
<p>【設 定 根 拠】 (概要) 重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する原子炉建屋水素濃度は、以下の機能を有する。</p> <p>原子炉建屋水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合において水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備として設置する。</p> <p>原子炉建屋水素濃度は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>原子炉建屋水素濃度の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数</p> <p>原子炉建屋水素濃度は、重大事故等対処設備として、水素が最終的に滞留する原子炉建屋地上4階の天井付近に2個、原子炉格納容器内で発生した水素が漏えいする可能性のある原子炉建屋地上2階に2個、地下1階に1個、地下2階に2個、非常用ガス処理系吸込み配管付近に1個設置し、合計8個を設置する。</p>		

K6 ① VI-1-1-5-4 R0

7. 工学的安全施設等の起動信号

工学的安全施設等の 起動信号の種類		代替制御棒挿入
		原子炉圧力高
個数	—	3
工学的安全施設 等の起動に要す る信号の個数	—	2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち工学的安全施設等の起動信号として使用する代替制御棒挿入（原子炉圧力高）は、以下の機能を有する。</p> <p>代替制御棒挿入起動信号（原子炉圧力高）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>1. 個数</p> <p>原子炉圧力検出器は、代替制御棒挿入起動信号（原子炉圧力高）として3個設置する。</p> <p>代替制御棒挿入起動信号（原子炉圧力高）は、重大事故等対処設備として3個設置する原子炉圧力検出器を使用し、代替制御棒挿入起動信号（原子炉圧力高）として2個以上の一致が必要であることから工学的安全施設等の起動に要する信号の個数を2個とする。</p>		

工学的安全施設等の 起 動 信 号 の 種 類		代替制御棒挿入
		原子炉水位低（レベル2）
個 数	—	4
工学的安全施設 等の起動に要す る信号の個数	—	2

【設 定 根 拠】

（概要）

重大事故等時に計測制御系統施設のうち工学的安全施設等の起動信号として使用する代替制御棒挿入（原子炉水位低（レベル2））は、以下の機能を有する。

代替制御棒挿入起動信号（原子炉水位低（レベル2））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。

1. 個数

原子炉水位検出器は、代替制御棒挿入起動信号（原子炉水位低（レベル2））として4個設置する。

代替制御棒挿入起動信号（原子炉水位低（レベル2））は、重大事故等対処設備として4個設置する原子炉水位検出器を使用し、代替制御棒挿入起動信号（原子炉水位低（レベル2））として2個以上の一致が必要であることから工学的安全施設等の起動に要する信号の個数を2個とする。

工学的安全施設等の 起 動 信 号 の 種 類		代替冷却材再循環ポンプ・トリップ(1)
		原子炉圧力高
個 数	—	3
工学的安全施設 等の起動に要す る信号の個数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち工学的安全施設等の起動信号として使用する代替冷却材再循環ポンプ・トリップ(1) (原子炉圧力高) は、以下の機能を有する。</p> <p>代替冷却材再循環ポンプ・トリップ起動信号(1) (原子炉圧力高) 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>1. 個数</p> <p>原子炉圧力検出器は、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ起動信号(1) (原子炉圧力高) として3個設置する。</p> <p>代替冷却材再循環ポンプ・トリップ起動信号(1) (原子炉圧力高) は、重大事故等対処設備として3個設置する原子炉圧力検出器を使用し、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ起動信号(1) (原子炉圧力高) として2個以上の一致が必要であることから工学的安全施設等の起動に要する信号の個数を2個とする。</p>		

工学的安全施設等の 起 動 信 号 の 種 類		代替冷却材再循環ポンプ・トリップ(1)
		原子炉水位低 (レベル 3)
個 数	—	3
工学的安全施設 等の起動に要す る信号の個数	—	2

【設 定 根 拠】

(概要)

重大事故等時に計測制御系統施設のうち工学的安全施設等の起動信号として使用する代替冷却材再循環ポンプ・トリップ(1) (原子炉水位低 (レベル 3)) は、以下の機能を有する。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ起動信号(1) (原子炉水位低 (レベル 3)) 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。

1. 個数

原子炉水位検出器は、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ起動信号(1) (原子炉水位低 (レベル 3)) として 3 個設置する。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ起動信号(1) (原子炉水位低 (レベル 3)) は、重大事故等対処設備として 3 個設置する原子炉水位検出器を使用し、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ起動信号(1) (原子炉水位低 (レベル 3)) として 2 個以上の一致が必要であることから工学的安全施設等の起動に要する信号の個数を 2 個とする。

工学的安全施設等の 起 動 信 号 の 種 類		代替冷却材再循環ポンプ・トリップ(2)
		原子炉水位低 (レベル 2)
個 数	—	4
工学的安全施設 等の起動に要す る信号の個数	—	2

【設 定 根 拠】

(概要)

重大事故等時に計測制御系統施設のうち工学的安全施設等の起動信号として使用する代替冷却材再循環ポンプ・トリップ(2) (原子炉水位低 (レベル 2)) は、以下の機能を有する。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ起動信号(2) (原子炉水位低 (レベル 2)) 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。

1. 個数

原子炉水位検出器は、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ起動信号(2) (原子炉水位低 (レベル 2)) として 4 個設置する。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ起動信号(2) (原子炉水位低 (レベル 2)) は、重大事故等対処設備として 4 個設置する原子炉水位検出器を使用し、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ起動信号(2) (原子炉水位低 (レベル 2)) として 2 個以上の一致が必要であることから工学的安全施設等の起動に要する信号の個数を 2 個とする。

工学的安全施設等の 起 動 信 号 の 種 類		代替自動減圧
		原子炉水位低（レベル1）
個 数	—	3
工学的安全施設 等の起動に要す る信号の個数	—	2

【設 定 根 拠】

（概要）

重大事故等時に計測制御系統施設のうち工学的安全施設等の起動信号として使用する代替自動減圧（原子炉水位低（レベル1））は、以下の機能を有する。

代替自動減圧起動信号（原子炉水位低（レベル1））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減圧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、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために設置する。

1. 個数

原子炉水位検出器は、代替自動減圧起動信号（原子炉水位低（レベル1））として3個設置する。

代替自動減圧起動信号（原子炉水位低（レベル1））は、重大事故等対処設備として3個設置する原子炉水位検出器を使用し、代替自動減圧起動信号（原子炉水位低（レベル1））として2個以上の一致が必要であることから工学的安全施設等の起動に要する信号の個数を2個とする。

8. 制御用空気設備

8.1 高圧窒素ガス供給系

(3) 安全弁

名 称		P54-F023A, B
吹 出 圧 力	MPa	1.77
個 数	—	2

【設 定 根 拠】

(概要)

P54-F023A, B は、主配管「高圧窒素ガスボンベ接続口(A)～非常用窒素ガス供給系配管(A)分岐部」及び「高圧窒素ガスボンベ接続口(B)～非常用窒素ガス供給系配管(B)分岐部」上に設置する安全弁であり、設計基準対象施設として、主配管「非常用窒素ガス供給系配管(A)分岐部～P54-F024A」等及び「非常用窒素ガス供給系配管(B)分岐部～P54-F024B」等の圧力が最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時に主配管「高圧窒素ガスボンベ接続口(A)～非常用窒素ガス供給系配管(A)分岐部」及び「高圧窒素ガスボンベ接続口(B)～非常用窒素ガス供給系配管(B)分岐部」の圧力が重大事故等時における使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。

1. 吹出圧力

設計基準対象施設として使用する P54-F023A, B の吹出圧力は、主配管「非常用窒素ガス供給系配管(A)分岐部～P54-F024A」及び「非常用窒素ガス供給系配管(B)分岐部～P54-F024B」の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。

P54-F023A, B を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、主配管「高圧窒素ガスボンベ接続口(A)～非常用窒素ガス供給系配管(A)分岐部」及び「高圧窒素ガスボンベ接続口(B)～非常用窒素ガス供給系配管(B)分岐部」の重大事故等時における使用圧力と同じ 1.77MPa とする。

2. 個数

P54-F023A, B は、設計基準対象施設として主配管「非常用窒素ガス供給系配管(A)分岐部～P54-F024A」及び「非常用窒素ガス供給系配管(B)分岐部～P54-F024B」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である各系統に 1 個設置し、合計 2 個設置する。

P54-F023A, B 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。

(5) 主配管

名 称		常用窒素ガス供給ライン共通母管分岐部 ～ 常用窒素ガス供給ライン P54-F009 入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	60.5
【設 定 根 拠】 (概要) 本配管は、常用窒素ガス供給ライン共通母管分岐部と常用窒素ガス供給ライン P54-F009 入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として 5～7 号機共用の窒素ガス供給装置から主蒸気系（主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ）へ窒素ガスを供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては、高圧窒素ガスポンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給するために設置する。 1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、不活性ガス系主配管の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、高圧窒素ガスポンベ出口圧力調節弁の設定圧力 1.39MPa を考慮し、設計基準対象施設の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。 2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、不活性ガス系主配管の最高使用温度と同じ 66℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66℃とする。 3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mm とする。		

名 称		常用窒素ガス供給ライン P54-F009 入口配管分岐部 ～ P54-F009
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、常用窒素ガス供給ライン P54-F009 入口配管分岐部と P54-F009 を接続する配管であり、設計基準対象施設として 5～7 号機共用の窒素ガス供給装置から主蒸気系（主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ）へ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、高圧窒素ガスポンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、不活性ガス系主配管の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、高圧窒素ガスポンベ出口圧力調節弁の設定圧力 1.39MPa を考慮し、設計基準対象施設の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、不活性ガス系主配管の最高使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、高圧窒素ガスポンベの最高使用温度 40℃ を考慮し、設計基準対象施設の最高使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mm とする。</p>		

名 称		P54-F009 ～ P54-F010
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、P54-F009 と P54-F010 を接続する配管であり、設計基準対象施設として5～7号機共用の窒素ガス供給装置から主蒸気系（主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ）へ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、高圧窒素ガスポンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、不活性ガス系主配管の最高使用圧力と同じ1.77MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、高圧窒素ガスポンベ出口圧力調節弁の設定圧力1.39MPaを考慮し、設計基準対象施設の最高使用圧力と同じ1.77MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、設計基準事故において生じる最高の温度である <input type="text"/>℃を上回る値とし、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ171℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、想定する重大事故等で主たる機能を果たすべき運転状態において生じる最高の温度である約 <input type="text"/>℃を上回る値とし、設計基準対象施設の最高使用温度と同じ171℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mmとする。</p>		

名 称		P54-F010 ～ B21-F029A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U
最高使用圧力	MPa	1.77, 2.00
最高使用温度	℃	66, 171
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、P54-F010 と B21-F029A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U を接続する配管であり、設計基準対象施設として5～7号機共用の窒素ガス供給装置から主蒸気系（主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ）へ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、高圧窒素ガスポンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、設計基準事故において生じる最高の温度である <input type="text"/>℃において窒素ガスの熱膨張で受ける圧力 <input type="text"/> MPa を上回る、不活性ガス系主配管の最高使用圧力と同じ1.77MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時の使用温度において窒素ガスの熱膨張で受ける圧力1.91MPa を上回る2.00MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、不活性ガス系主配管の最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、想定する重大事故等で主たる機能を果たすべき運転状態において生じる最高の温度である約 <input type="text"/>℃を上回る値とし、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ171℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mm とする。</p>		

名 称		常用窒素ガス供給ライン共通母管分岐部 ～ P54-F027A
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、常用窒素ガス供給ライン共通母管分岐部と P54-F027A を接続する配管であり、設計基準対象施設として 5～7 号機共用の窒素ガス供給装置から主蒸気系（主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ）へ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、高圧窒素ガスボンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、不活性ガス系主配管の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、高圧窒素ガスボンベ出口圧力調節弁の設定圧力 1.39MPa を考慮し、設計基準対象施設の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、不活性ガス系主配管の最高使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、高圧窒素ガスボンベの最高使用温度 40℃ を考慮し、設計基準対象施設の最高使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mm とする。</p>		

名 称		P54-F027A ～ 非常用窒素ガス供給系配管(A)分岐部
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、P54-F027A と非常用窒素ガス供給系配管(A)分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として 5～7 号機共用の窒素ガス供給装置から主蒸気系（主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ）へ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、高圧窒素ガスボンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、不活性ガス系主配管の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、高圧窒素ガスボンベ出口圧力調節弁の設定圧力 1.39MPa を考慮し、設計基準対象施設の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、不活性ガス系主配管の最高使用温度と同じ 66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、高圧窒素ガスボンベの最高使用温度 40℃を考慮し、設計基準対象施設の最高使用温度と同じ 66℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mm とする。</p>		

名 称		非常用窒素ガス供給系配管(A)分岐部 ～ P54-F024A
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、非常用窒素ガス供給系配管(A)分岐部とP54-F024Aを接続する配管であり、設計基準対象施設として5～7号機共用の窒素ガス供給装置から主蒸気系（主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ）へ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、高圧窒素ガスポンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、不活性ガス系主配管の最高使用圧力と同じ1.77MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、高圧窒素ガスポンベ出口圧力調節弁の設定圧力1.39MPaを考慮し、設計基準対象施設の最高使用圧力と同じ1.77MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、不活性ガス系主配管の最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、高圧窒素ガスポンベの最高使用温度40℃を考慮し、設計基準対象施設の最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mmとする。</p>		

名 称		P54-F024A ～ P54-F025A
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、P54-F024A と P54-F025A を接続する配管であり、設計基準対象施設として5～7号機共用の窒素ガス供給装置から主蒸気系（主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ）へ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、高圧窒素ガスポンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、不活性ガス系主配管の最高使用圧力と同じ1.77MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、高圧窒素ガスポンベ出口圧力調節弁の設定圧力1.39MPaを考慮し、設計基準対象施設の最高使用圧力と同じ1.77MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、設計基準事故において生じる最高の温度である□℃を上回る値とし、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ171℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、想定する重大事故等で主たる機能を果たすべき運転状態において生じる最高の温度である約□℃を上回る値とし、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ171℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mmとする。</p>		

名 称		P54-F025A ～ B21-F026A, C, F, H
最高使用圧力	MPa	1.77, 2.00
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、P54-F025A と B21-F026A, C, F, H を接続する配管であり、設計基準対象施設として 5～7 号機共用の窒素ガス供給装置から主蒸気系（主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ）へ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、高圧窒素ガスポンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、設計基準事故において生じる最高の温度である <input type="text"/>℃において窒素ガスの熱膨張で受ける圧力 <input type="text"/> MPa を上回る、不活性ガス系主配管の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時の使用温度において窒素ガスの熱膨張で受ける圧力 1.91MPa を上回る 2.00MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、設計基準事故において生じる最高の温度である <input type="text"/>℃を上回る値とし、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、想定する重大事故等で主たる機能を果たすべき運転状態において生じる最高の温度である約 <input type="text"/>℃を上回る値とし、設計基準対象施設の最高使用温度と同じ 171℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mm とする。</p>		

名 称		常用窒素ガス供給ライン P54-F009 入口配管分岐部 ～ P54-F027B
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、常用窒素ガス供給ライン P54-F009 入口配管分岐部と P54-F027B を接続する配管であり、設計基準対象施設として5～7号機共用の窒素ガス供給装置から主蒸気系（主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ）へ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、高圧窒素ガスボンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、不活性ガス系主配管の最高使用圧力と同じ1.77MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、高圧窒素ガスボンベ出口圧力調節弁の設定圧力1.39MPaを考慮し、設計基準対象施設の最高使用圧力と同じ1.77MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、不活性ガス系主配管の最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、高圧窒素ガスボンベの最高使用温度40℃を考慮し、設計基準対象施設の最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mmとする。</p>		

名 称		P54-F027B ～ 非常用窒素ガス供給系配管(B)分岐部
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、P54-F027B と非常用窒素ガス供給系配管(B)分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として 5～7 号機共用の窒素ガス供給装置から主蒸気系（主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ）へ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、高圧窒素ガスボンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、不活性ガス系主配管の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、高圧窒素ガスボンベ出口圧力調節弁の設定圧力 1.39MPa を考慮し、設計基準対象施設の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、不活性ガス系主配管の最高使用温度と同じ 66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、高圧窒素ガスボンベの最高使用温度 40℃を考慮し、設計基準対象施設の最高使用温度と同じ 66℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mm とする。</p>		

名 称		非常用窒素ガス供給系配管(B)分岐部 ～ P54-F024B
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、非常用窒素ガス供給系配管(B)分岐部と P54-F024B を接続する配管であり、設計基準対象施設として 5～7 号機共用の窒素ガス供給装置から主蒸気系（主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ）へ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、高圧窒素ガスポンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、不活性ガス系主配管の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、高圧窒素ガスポンベ出口圧力調節弁の設定圧力 1.39MPa を考慮し、設計基準対象施設の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、不活性ガス系主配管の最高使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、高圧窒素ガスポンベの最高使用温度 40℃ を考慮し、設計基準対象施設の最高使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mm とする。</p>		

名 称		P54-F024B ～ P54-F025B
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、P54-F024B と P54-F025B を接続する配管であり、設計基準対象施設として5～7号機共用の窒素ガス供給装置から主蒸気系（主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ）へ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、高圧窒素ガスポンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、不活性ガス系主配管の最高使用圧力と同じ1.77MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、高圧窒素ガスポンベ出口圧力調節弁の設定圧力1.39MPaを考慮し、設計基準対象施設の最高使用圧力と同じ1.77MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、設計基準事故において生じる最高の温度である <input type="text"/>℃を上回る値とし、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ171℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、想定する重大事故等で主たる機能を果たすべき運転状態において生じる最高の温度である約 <input type="text"/>℃を上回る値とし、設計基準対象施設の最高使用温度と同じ171℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mmとする。</p>		

名 称		P54-F025B ～ B21-F026L, N, R, T
最高使用圧力	MPa	1.77, 2.00
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、P54-F025B と B21-F026L, N, R, T を接続する配管であり、設計基準対象施設として 5～7 号機共用の窒素ガス供給装置から主蒸気系（主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ）へ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、高圧窒素ガスポンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、設計基準事故において生じる最高の温度である <input type="text"/>℃において窒素ガスの熱膨張で受ける圧力 <input type="text"/>MPa を上回る、不活性ガス系主配管の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時の使用温度において窒素ガスの熱膨張で受ける圧力 1.91MPa を上回る 2.00MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、設計基準事故において生じる最高の温度である <input type="text"/>℃を上回る値とし、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、想定する重大事故等で主たる機能を果たすべき運転状態において生じる最高の温度である約 <input type="text"/>℃を上回る値とし、設計基準対象施設の最高使用温度と同じ 171℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mm とする。</p>		

8.2 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧設備

(2) 容器

名 称		高圧窒素ガスボンベ
容 量	L/個	46.7 以上(46.7)
最高使用圧力	MPa	14.7
最高使用温度	℃	40
個 数	—	5 (予備 20)
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち制御用空気設備（逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧設備）として使用する高圧窒素ガスボンベは、以下の機能を有する。</p> <p>高圧窒素ガスボンベは、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減圧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、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために設置する。</p> <p>系統構成は、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを供給できる設計とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>高圧窒素ガスボンベを重大事故等時において使用する場合の容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用型の窒素ボンベを使用することから、当該ボンベの容量はメーカーで定めた容量である 46.7L/個以上とする。</p> <p>公称値については、要求される容量である 46.7L/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力</p> <p>高圧窒素ガスボンベを重大事故等時において使用する場合の圧力は、高圧ガス保安法の適合品であるボンベにて実績を有する充てん圧力である 14.7MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度</p> <p>高圧窒素ガスボンベを重大事故等時において使用する場合の温度は、高圧ガス保安法に基づき 40℃とする。</p> <p>4. 個数</p> <p>高圧窒素ガスボンベの保管数は 1 セット 5 個*に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 20 個を加え、5 個（予備 20 個）を保管する。</p>		

注記*：重大事故等時に使用する高圧窒素ガスポンベの操作対象弁 2 個の必要数は、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を 7 日間開保持するために必要な窒素ガス量を上回る容量を確保しており、根拠は以下のとおり。

1. 窒素ガス消費量

①高圧窒素ガス供給系を重大事故等時の供給圧力まで加圧するための消費量

$$= \boxed{} \text{ [NL]}$$

②高圧窒素ガス供給系 1 系列 4 弁を開動作するための消費量

$$= \boxed{} \text{ [NL]}$$

③高圧窒素ガス供給系（非常用）1 系列 4 弁を 7 日間開保持するための消費量

$$= \boxed{} \text{ [NL]}$$

窒素消費量は、上記①～③を合計した $\boxed{}$ [NL] である。

なお、7 日間の減圧機能維持に必要な主蒸気逃がし安全弁台数は 2 台であるが、保守的に 4 台開保持を考慮している。

2. 高圧窒素ガスポンベによる供給量

$$S_b = \frac{(P_1[\text{MPa(absolute)}] - P_2[\text{MPa(absolute)}])}{P_N[\text{MPa(absolute)}]} \times V_b[\text{L/個}] \times M[\text{個}]$$

$$= \frac{(\boxed{}[\text{MPa(absolute)}] - \boxed{}[\text{MPa(absolute)}])}{0.1013[\text{MPa(absolute)}]} \times 46.7[\text{L/個}] \times M[\text{個}]$$

$$= \boxed{}[\text{NL/個}] \times M[\text{個}]$$

ここで

S_b ：ポンベによる供給量[NL]

P_1 ：プラント通常時の交換管理目安圧力 = $\boxed{}$ [MPa(absolute)]

P_2 ：重大事故等時のポンベ取替目安圧力 = $\boxed{}$ [MPa(absolute)]

P_N ：大気圧 = 0.1013[MPa(absolute)]

V_b ：ポンベ容量 = 46.7[L/個]

M ：必要ポンベ本数[個]

なお、重大事故等時のポンベ取替目安圧力は使用不可能となる限界圧力である $\boxed{}$ MPa に保守性を持たせた値である。

以上より、開保持するために必要な窒素ガス消費量より多い供給量 (S_b) が必要であり、

$$S_b > \boxed{}$$

上記の関係式より

$$\boxed{} \times M > \boxed{}$$

$$M > \boxed{}$$

よって、必要ポンベ本数は、5 個とする。

(5) 主配管

名 称		高圧窒素ガスボンベ接続口(A) ～ 非常用窒素ガス供給系配管(A)分岐部
最高使用圧力	MPa	19.6, 1.77
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	34.0, 60.5
【設 定 根 拠】 (概要) 本配管は、高圧窒素ガスボンベ接続口(A)と非常用窒素ガス供給系配管(A)分岐部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、高圧窒素ガスボンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給するために設置する。 1. 最高使用圧力 1.1 最高使用圧力 19.6MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、高圧窒素ガスボンベの最高使用圧力14.7MPaを上回る19.6MPaとする。 1.2 最高使用圧力 1.77MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、高圧窒素ガスボンベ出口圧力調節弁の設定圧力1.39MPaを考慮し、1.77MPaとする。 2. 最高使用温度 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、接続されている主配管「非常用窒素ガス供給系配管(A)分岐部～P54-F024A」の重大事故等時における使用温度と同じ66℃とする。 3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、34.0mm, 60.5mmとする。		

名 称		高圧窒素ガスボンベ接続口(B) ～ 非常用窒素ガス供給系配管(B)分岐部
最高使用圧力	MPa	19.6, 1.77
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	34.0, 60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、高圧窒素ガスボンベ接続口(B)と非常用窒素ガス供給系配管(B)分岐部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、高圧窒素ガスボンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 19.6MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、高圧窒素ガスボンベの最高使用圧力14.7MPaを上回る19.6MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 1.77MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、高圧窒素ガスボンベ出口圧力調節弁の設定圧力1.39MPaを考慮し、1.77MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、接続されている主配管「非常用窒素ガス供給系配管(B)分岐部～P54-F024B」の重大事故等時における使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、34.0mm, 60.5mmとする。</p>		

名 称		高圧窒素ガスポンベ ~ 高圧窒素ガスポンベ接続口(A)及び 高圧窒素ガスポンベ接続口(B)	
最高使用圧力	MPa	19.6	
最高使用温度	℃	66	
外 径	mm	7.0	
個 数	—	5 (予備 15)	
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、高圧窒素ガスポンベと高圧窒素ガスポンベ接続口を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、高圧窒素ガスポンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、高圧窒素ガスポンベの最高使用圧力を上回る 19.6MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、接続されている主配管「高圧窒素ガスポンベ接続口(A)～非常用窒素ガス供給系配管(A)分岐部」及び主配管「高圧窒素ガスポンベ接続口(B)～非常用窒素ガス供給系配管(B)分岐部」の重大事故等時における使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、7.0mm とする。</p> <p>4. 個数</p> <p>本配管は、重大事故等対処設備として高圧窒素ガスポンベの窒素ガスを主蒸気逃がし安全弁に供給するために必要な本数である 5 本に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 15 本を加え、5 本 (予備 15 本) を保管する。</p>			

VI-1-1-5-5 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書
(放射性廃棄物の廃棄施設)

目 次

1. 概要	1
2. 気体，液体又は固体廃棄物処理設備	2
2.1 排気筒	2

1. 概要

本資料は、放射性廃棄物の廃棄施設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. 気体、液体又は固体廃棄物処理設備

2.1 排気筒

名 称	主排気筒
個 数	— 外筒：1，内筒：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 主排気筒は，設計基準対象施設として非常用ガス処理系，気体廃棄物処理系等からの排気を排気口から大気に放出するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（耐圧強化ベント系）として使用する主排気筒は，以下の機能を有する。 <p>主排気筒は，設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため，最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は，格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して，主排気筒（内筒）を通して原子炉建屋外に放出することで，原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。</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うち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（非常用ガス処理系）として使用する主排気筒は，以下の機能を有する。</p> <p>主排気筒は，炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員が原子炉制御室にとどまるために設置する。</p> <p>系統構成は，非常用ガス処理系排風機によって原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内を負圧に保ちながら，原子炉格納容器等から漏えいした放射性物質を非常用ガス処理系フィルタ装置を経由して，主排気筒（内筒）を通して排気口から放出できる設計とする。</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うち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）として使用する主排気筒は，以下の機能を有する。</p>	

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内における水素による爆発による破損を防止する必要がある場合に、水素爆発による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、代替循環冷却系を長期使用した際に、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを不活性ガス系等を経由して、主排気筒（内筒）を通して大気に排出できる設計とする。

1. 個数

主排気筒は、設計基準対象施設として非常用ガス処理系、気体廃棄物処理系等からの排気を排気口から大気に放出するために必要な個数である外筒及び内筒それぞれ 1 個ずつ設置する。

主排気筒（内筒）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-1-1-5-6 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書
(放射線管理施設)

目 次

1. 概要	1
2. 放射線管理用計測装置	3
2.1 プロセスモニタリング設備	3
2.2 エリアモニタリング設備	7
3. 換気設備	9
3.1 中央制御室換気空調系	9
3.1.1 主配管	9
3.1.2 送風機	14
3.1.3 排風機	18
3.1.4 フィルター	20

1. 概要

本資料は、放射線管理施設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。

以下の設備の設備別記載事項の設定根拠に関する説明は、令和2年10月14日付け原規発第2010147号及び令和3年1月21日付け原規発第2101211号にて認可された柏崎刈羽原子力発電所第7号機の設計及び工事の計画のV-1-1-5-6「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（放射線管理施設）」による。

- ・可搬型エリアモニタ（7号機設備，6,7号機共用）
- ・可搬型モニタリングポスト（7号機設備，6,7号機共用）
- ・電離箱サーベイメータ（7号機設備，6,7号機共用）
- ・GM汚染サーベイメータ（7号機設備，6,7号機共用）
- ・ZnSシンチレーションサーベイメータ（7号機設備，6,7号機共用）
- ・NaIシンチレーションサーベイメータ（7号機設備，6,7号機共用）
- ・中央制御室可搬型陽圧化空調機用5m仮設ダクト（7号機設備，6,7号機共用）
- ・中央制御室可搬型陽圧化空調機（ファン）（7号機設備，6,7号機共用）
- ・中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット）（7号機設備，6,7号機共用）
- ・中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）（7号機設備，6,7号機共用）
- ・中央制御室待避室陽圧化装置（配管）ポンペヘッダー管～吐出口（7号機設備，6,7号機共用）
- ・中央制御室待避室陽圧化装置（配管）ポンペ接続管（7号機設備，6,7号機共用）
- ・中央制御室待避室陽圧化装置（配管）1.25m 高圧ホース（7号機設備，6,7号機共用）
- ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ポンペ）（7号機設備，6,7号機共用）
- ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンペ）（7号機設備，6,7号機共用）
- ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（配管）高圧ホース接続口（下流側）～吐出口（7号機設備，6,7号機共用）
- ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（配管）高圧ホース接続口（下流側）～吐出口（7号機設備，6,7号機共用）
- ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機用10m仮設ダクト（7号機設備，6,7号機共用）
- ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機用10m仮設ダクト（7号機設備，6,7号機共用）
- ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（配管）ポンペ接続口～高圧ホース接続口（上流側）（7号機設備，6,7号機共用）
- ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（配管）1.5m, 1.2m, 1.0m 高圧ホース（7号機設備，6,7号機共用）
- ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（配管）ポンペ接続口～高圧ホース接続口（上流側）（7号機設備，6,7号機共用）

- 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（配管）1.5m, 1.2m, 1.0m 高圧ホース（7号機設備, 6,7号機共用）
- 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機（ファン）（7号機設備, 6,7号機共用）
- 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機（ファン）（7号機設備, 6,7号機共用）
- 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機（7号機設備, 6,7号機共用）
- 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット）（7号機設備, 6,7号機共用）
- 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット）（7号機設備, 6,7号機共用）

2. 放射線管理用計測装置

2.1 プロセスモニタリング設備

名 称		格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)
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>格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の線量当量率を計測するとともに、計測結果を表示し、記録し、及び保存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>重大事故等時に放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置として使用する格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) は、以下の機能を有する。</p> <p>格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-7-1「放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数</p> <p>格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) は、設計基準対象施設として多重性及び独立性を備えた2個を設置する。</p> <p>格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 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		格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
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>格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の線量当量率を計測するとともに、計測結果を表示し、記録し、及び保存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>重大事故等時に放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置として使用する格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) は、以下の機能を有する。</p> <p>格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-7-1「放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数</p> <p>格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) は、設計基準対象施設として多重性及び独立性を備えた 2 個を設置する。</p> <p>格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) 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		フィルタ装置出口放射線モニタ
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時に放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置として使用するフィルタ装置出口放射線モニタは、以下の機能を有する。</p> <p>フィルタ装置出口放射線モニタは、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>フィルタ装置出口放射線モニタの装置の構成、計測範囲等については、VI-1-7-1「放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数</p> <p>フィルタ装置出口放射線モニタは、重大事故等対処設備として多重性を備えた2個を設置する。</p>		

名 称		耐圧強化ベント系放射線モニタ
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時に放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置として使用する耐圧強化ベント系放射線モニタは、以下の機能を有する。</p> <p>耐圧強化ベント系放射線モニタは、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>耐圧強化ベント系放射線モニタの装置の構成、計測範囲等については、VI-1-7-1「放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数</p> <p>耐圧強化ベント系放射線モニタは、重大事故等対処設備として多重性を備えた2個を設置する。</p>		

2.2 エリアモニタリング設備

名 称		使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時に放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置として使用する使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）は、以下の機能を有する。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）は、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置するとともに、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>また、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-7-1「放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数</p> <p>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）は、重大事故等対処設備として1個設置する。</p>		

K6 ① VI-1-1-5-6 R0

名 称		使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ）
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時に放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置として使用する使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ）は、以下の機能を有する。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ）は、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置するとともに、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>また、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ）は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ）の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-7-1「放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数</p> <p>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ）は、重大事故等対処設備として1個設置する。</p>		

3. 換気設備

3.1 中央制御室換気空調系

3.1.1 主配管

名 称		上部中央制御室 ～ 中央制御室再循環フィルタ装置 (6,7号機共用)
最高使用圧力	MPa	0.00314 (差圧)
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	1803.2×753.2, 1802.0×752.0, 2002.4×1102.4, 602.0×602.0, 603.2×603.2, 902.0×402.0, 660.4
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本ダクトは、上部中央制御室と中央制御室再循環フィルタ装置を接続するダクトであり、設計基準対象施設として、中央制御室に空気を送気するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用圧力は、系統内で静圧が最も大きい中央制御室送風機の設計静圧と同じ0.00314MPa (差圧) とする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用温度は、中央制御室の環境温度と同じ40℃とする。</p> <p>3. 外径 本ダクトを設計基準対象施設として使用する場合の外径は、中央制御室送風機の容量100000m³/h/個を基に、エロージョン、圧力損失、施工性等を考慮し、先行プラントの実績に基づく標準流速を目安に選定し、1803.2×753.2mm, 1802.0×752.0mm, 2002.4×1102.4mm, 602.0×602.0mm, 603.2×603.2mm, 902.0×402.0mm, 660.4mm とする。</p>		

名 称		中央制御室再循環フィルタ装置 ～ 中央制御室再循環送風機 (6,7号機共用)
最高使用圧力	MPa	0.00314 (差圧)
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	709.0×709.0, 559.0×559.0, 519.0
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本ダクトは、中央制御室再循環フィルタ装置と中央制御室再循環送風機を接続するダクトであり、設計基準対象施設として、中央制御室に空気を送気するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用圧力は、系統内で静圧が最も大きい中央制御室送風機の設計静圧と同じ0.00314MPa (差圧) とする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用温度は、中央制御室の環境温度と同じ40℃とする。</p> <p>3. 外径 本ダクトを設計基準対象施設として使用する場合の外径は、中央制御室送風機の容量100000m³/h/個を基に、エロージョン、圧力損失、施工性等を考慮し、先行プラントの実績に基づく標準流速を目安に選定し、709.0×709.0mm, 559.0×559.0mm, 519.0mm とする。</p>		

名 称		中央制御室再循環送風機 ～ 中央制御室給気処理装置 (6, 7号機共用)
最高使用圧力	MPa	0.00314 (差圧)
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	421.6×301.6, 602.0×602.0, 603.2×603.2, 2002.4×1102.4, 1802.4×1202.4
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本ダクトは、中央制御室再循環送風機と中央制御室給気処理装置を接続するダクトであり、設計基準対象施設として、中央制御室に空気を送気するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用圧力は、系統内で静圧が最も大きい中央制御室送風機の設計静圧と同じ0.00314MPa (差圧) とする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用温度は、中央制御室の環境温度と同じ40℃とする。</p> <p>3. 外径 本ダクトを設計基準対象施設として使用する場合の外径は、中央制御室送風機の容量100000m³/h/個を基に、エロージョン、圧力損失、施工性等を考慮し、先行プラントの実績に基づく標準流速を目安に選定し、421.6×301.6mm, 602.0×602.0mm, 603.2×603.2mm, 2002.4×1102.4mm, 1802.4×1202.4mmとする。</p>		

名 称		中央制御室給気処理装置 ～ 中央制御室送風機 (6, 7号機共用)
最高使用圧力	MPa	0.00314 (差圧)
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	1709.0×1709.0, 1709.0
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本ダクトは、中央制御室給気処理装置と中央制御室送風機を接続するダクトであり、設計基準対象施設として、中央制御室に空気を送気するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用圧力は、系統内で静圧が最も大きい中央制御室送風機の設計静圧と同じ0.00314MPa (差圧) とする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用温度は、中央制御室の環境温度と同じ40℃とする。</p> <p>3. 外径 本ダクトを設計基準対象施設として使用する場合の外径は、中央制御室送風機の容量100000m³/h/個を基に、エロージョン、圧力損失、施工性等を考慮し、先行プラントの実績に基づき流速標準を目安に選定し、1709.0×1709.0mm, 1709.0mm とする。</p>		

名 称		中央制御室送風機 ～ 上部中央制御室 (6, 7号機共用)
最高使用圧力	MPa	0.00314 (差圧)
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	1502.4×1202.4, 2102.4×1202.4, 1702.4×1502.4, 1602.0×1402.0, 1603.2×1403.2
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本ダクトは、中央制御室送風機と上部中央制御室を接続するダクトであり、設計基準対象施設として、中央制御室に空気を送気するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用圧力は、系統内で静圧が最も大きい中央制御室送風機の設計静圧と同じ0.00314MPa (差圧) とする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用温度は、中央制御室の環境温度と同じ40℃とする。</p> <p>3. 外径 本ダクトを設計基準対象施設として使用する場合の外径は、中央制御室送風機の容量100000m³/h/個を基に、エロージョン、圧力損失、施工性等を考慮し、先行プラントの実績に基づく標準流速を目安に選定し、1502.4×1202.4mm, 2102.4×1202.4mm, 1702.4×1502.4mm, 1602.0×1402.0mm, 1603.2×1403.2mm とする。</p>		

3.1.2 送風機

名 称		中央制御室送風機 (6,7号機共用)	
容 量	m ³ /h/個	100000 以上(100000)	
原 動 機 出 力	kW/個	□	
個 数	—	2	
<p>【設 定 根 拠】 (概要) 中央制御室送風機は、設計基準対象施設として中央制御室換気空調系対象区域の換気空調を行うため、給気処理装置で冷却及び中央制御室再循環フィルタ装置で浄化した空気を中央制御室及び各室へ給気するために設置する。</p> <p>1. 容量 設計基準対象施設として使用する中央制御室送風機の容量は、中央制御室換気空調系対象区域の環境維持のための必要換気量と必要冷却風量を基に設定する。 なお、中央制御室換気空調系対象区域の必要換気回数は、運転員が滞在する中央制御室は10回/h以上、中央制御室以外の区域は0.3回/h以上に設定する。また、中央制御室、計算機室等は26.0℃以下、その他の区域は40℃以下に維持できる給気量とする。 各区域について、これらを満足する給気量の合計は、100000m³/hとなるため、中央制御室送風機の容量は、100000m³/h/個以上とする。</p> <p style="text-align: center;">公称値については、要求される容量と同じ100000m³/h/個とする。</p> <p>2. 原動機出力 設計基準対象施設として使用する中央制御室送風機の原動機出力は、風量が100000m³/h/個時の軸動力を基に設定する。 定格風量点における中央制御室送風機の風量は100000m³/h/個であり、その時の同送風機の必要軸動力は、以下の通り□kWとなる。</p> $L = \frac{L_T}{\eta_T/100} = \frac{\frac{\kappa}{\kappa-1} \cdot \frac{P_{T1} \cdot Q_1}{6 \times 10^4} \cdot \left\{ \left(\frac{P_{T2}}{P_{T1}} \right)^{\frac{\kappa-1}{\kappa}} - 1 \right\}}{\eta_T/100} \dots \dots \frac{P_{S2}}{P_{S1}} > 1.03 \text{ のとき}$ $= \frac{\frac{Q_1}{6 \times 10^4} \cdot \{ (P_{S2} - P_{S1}) + (p_{d2} - p_{d1}) \}}{\eta_T/100} \dots \dots \frac{P_{S2}}{P_{S1}} \leq 1.03 \text{ のとき}$ <p>(引用文献：日本産業規格 J I S B 8 3 3 0 (2000)「送風機の試験及び検査方法」)</p> <p>L : 軸動力 (kW) L_T : 全圧空気動力(kW) κ : 比熱比 = 1.4 Q₁ : 吸込空気量 (m³/min) = 100000/60</p>			

P_{T2} : 吐出し口送風機絶対全圧 (Pa[abs]) =
 P_{T1} : 吸込口送風機絶対全圧 (Pa[abs]) =
 P_{S2} : 吐出し口送風機絶対静圧 (Pa[abs]) =
 P_{S1} : 吸込口送風機絶対静圧 (Pa[abs]) =
 p_{d2} : 吐出し口動圧 (Pa) =
 p_{d1} : 吸込口動圧 (Pa) =
 η_t : 全圧効率 (%) =

$$\frac{P_{S2}}{P_{S1}} = \frac{\text{}}{\text{}} = \text{} > 1.03 \text{ より}$$

$$L = \frac{1.4}{1.4-1} \cdot \frac{\text{} \times 100000 / 60}{6 \times 10^4} \cdot \left\{ \left(\frac{\text{}}{\text{}} \right)^{\frac{1.4-1}{1.4}} - 1 \right\} = \frac{\text{}}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

以上より，中央制御室送風機の前動機出力は，必要軸動力 kW を上回る出力とし， kW/個とする。

3. 個数

中央制御室送風機（前動機含む。）は，設計基準対象施設として給気処理装置で適切な給気条件に調整した空気を中央制御室及び各室へ送気するため各系列の給気処理装置に 1 個設置し，合計 2 個設置する。

名 称	中央制御室再循環送風機 (6, 7 号機共用)	
容 量	m ³ /h/個	8000 以上 (8000)
原 動 機 出 力	kW/個	<input type="text"/>
個 数	—	2

【設 定 根 拠】

(概要)

中央制御室再循環送風機は、設計基準対象施設として中央制御室内の空気を高性能粒子フィルタ及びよう素用チャコールフィルタを内蔵した中央制御室再循環フィルタ装置に通し、放射性微粒子及び放射性よう素を除去低減するために設置する。

1. 容量

設計基準対象施設として使用する中央制御室再循環送風機の容量は、必要に応じよう素用チャコールフィルタを通して外気を取り入れ、再循環した場合でも、中央制御室にとどまる運転員が受ける線量が 30 日間で線量限度 100mSv を下回ることができる容量とする。

中央制御室再循環送風機は容量 8000m³/h/個において、運転員が受ける線量限度が 30 日間で 100mSv を下回ることが可能となる (VI-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」参照) ため、中央制御室再循環送風機の容量は、8000m³/h/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ 8000m³/h/個とする。

2. 原動機出力

設計基準対象施設として使用する中央制御室再循環送風機の前動機出力は、風量が 8000m³/h/個時の軸動力を基に設定する。

定格風量点における中央制御室再循環送風機の風量は 8000m³/h/個であり、その時の同送風機の必要軸動力は、以下の通り kW となる。

$$L = \frac{L_T}{\eta_T/100} = \frac{\frac{\kappa}{\kappa - 1} \cdot \frac{P_{T1} \cdot Q_1}{6 \times 10^4} \cdot \left\{ \left(\frac{P_{T2}}{P_{T1}} \right)^{\frac{\kappa-1}{\kappa}} - 1 \right\}}{\eta_T/100} \dots \dots \frac{P_{S2}}{P_{S1}} > 1.03 \text{ のとき}$$

$$= \frac{\frac{Q_1}{6 \times 10^4} \cdot \{ (P_{S2} - P_{S1}) + (P_{d2} - P_{d1}) \}}{\eta_T/100} \dots \dots \frac{P_{S2}}{P_{S1}} \leq 1.03 \text{ のとき}$$

(引用文献：日本産業規格 J I S B 8 3 3 0 (2000)「送風機の試験及び検査方法」)

L : 軸動力 (kW)

L_T : 全圧空気動力 (kW)

κ : 比熱比 = 1.4

Q₁ : 吸込空気量 (m³/min) = 8000/60

P_{T2} : 吐出し口送風機絶対全圧 (Pa[abs]) =

P_{T1} : 吸込口送風機絶対全圧 (Pa[abs]) =

P_{S2} : 吐出し口送風機絶対静圧 (Pa[abs]) =
 P_{S1} : 吸込口送風機絶対静圧 (Pa[abs]) =
 p_{d2} : 吐出し口動圧 (Pa) =
 p_{d1} : 吸込口動圧 (Pa) =
 η_t : 全圧効率 (%) =

$$\frac{P_{S2}}{P_{S1}} = \frac{\text{}}{\text{}} = \text{} \leq 1.03 \text{ より}$$

$$L = \frac{\frac{8000/60}{6 \times 10^4} \cdot \{(\text{} - \text{)} + (\text{} - \text{}/100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

以上より，中央制御室再循環送風機の前動機出力は，必要軸動力 kW を上回る出力とし， kW/個とする。

3. 個数

中央制御室再循環送風機（前動機含む。）は，設計基準対象施設として中央制御室内の空気を高性能粒子フィルタ及びよう素用チャコールフィルタを内蔵した中央制御室再循環フィルタ装置に通し，放射性微粒子及び放射性よう素を除去低減するために予備 1 個を含む合計 2 個設置する。

3.1.3 排風機

名 称	中央制御室排風機 (6,7号機共用)	
容 量	m ³ /h/個	5000 以上(5000)
原 動 機 出 力	kW/個	<input type="text"/>
個 数	—	2

【設 定 根 拠】
(概要)
中央制御室排風機は、設計基準対象施設として中央制御室の空気を建屋外に直接排出するために設置する。

1. 容量
設計基準対象施設として使用する中央制御室排風機の容量は、建築基準法施行令第20条の2に規定される有効換気量を基に設定する。
中央制御室排風機の容量は、中央制御室の有効換気量約2000m³/hを上回る5000m³/h/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ5000m³/h/個とする。

2. 原動機出力
設計基準対象施設として使用する中央制御室排風機の本動機出力は、風量が5000m³/h/個時の軸動力を基に設定する。
定格風量点における中央制御室排風機の風量は5000m³/h/個であり、その時の同排風機の必要軸動力は、以下の通り kW となる。

$$L = \frac{L_T}{\eta_T/100} = \frac{\frac{\kappa}{\kappa - 1} \cdot \frac{P_{T1} \cdot Q_1}{6 \times 10^4} \cdot \left\{ \left(\frac{P_{T2}}{P_{T1}} \right)^{\frac{\kappa - 1}{\kappa}} - 1 \right\}}{\eta_T/100} \dots \dots \frac{P_{S2}}{P_{S1}} > 1.03 \text{ のとき}$$

$$= \frac{\frac{Q_1}{6 \times 10^4} \cdot \{ (P_{S2} - P_{S1}) + (p_{d2} - p_{d1}) \}}{\eta_T/100} \dots \dots \frac{P_{S2}}{P_{S1}} \leq 1.03 \text{ のとき}$$

(引用文献：日本産業規格 J I S B 8 3 3 0 (2000)「送風機の試験及び検査方法」)

L : 軸動力 (kW)
L_T : 全圧空気動力 (kW)
κ : 比熱比 = 1.4
Q₁ : 吸込空気量 (m³/min) = 5000/60
P_{T2} : 吐出し口送風機絶対全圧 (Pa[abs]) =
P_{T1} : 吸込口送風機絶対全圧 (Pa[abs]) =
P_{S2} : 吐出し口送風機絶対静圧 (Pa[abs]) =
P_{S1} : 吸込口送風機絶対静圧 (Pa[abs]) =

p_{d2} : 吐出し口動圧 (Pa) =
 p_{d1} : 吸込口動圧 (Pa) =
 η_t : 全圧効率 (%) =

$$\frac{P_{S2}}{P_{S1}} = \frac{\text{}}{\text{}} = \text{} \leq \text{} \text{より}$$

$$L = \frac{5000/60}{6 \times 10^4} \cdot \frac{\{(\text{} - \text{}) + (\text{} - \text{})\}}{\text{}/100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

以上より，中央制御室排風機の前動機出力は，必要軸動力 kW を上回る出力とし， kW/個とする。

3. 個数

中央制御室排風機（前動機含む。）は，設計基準対象施設として中央制御室の空気を建屋外に直接排出するために予備 1 個を含む合計 2 個設置する。

3.1.4 フィルタ

名 称			中央制御室再循環フィルタ装置 (6, 7号機共用)	
種	類	—	高性能粒子フィルタ	よう素用チャコールフィルタ
効 率	単 体	%	99.97 以上 (0.3 μm 粒子)	91 以上 (相対湿度 70%以下において)
	総 合	%	99.9 以上 (0.5 μm 粒子)	90 以上 (相対湿度 70%以下において)
個	数	—	1	
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>中央制御室再循環フィルタ装置は、設計基準対象施設として中央制御室の空気を中央制御室送風機により循環し、その空気の一部を中央制御室再循環送風機により中央制御室再循環フィルタ装置に導き、高性能粒子フィルタ及びよう素用チャコールフィルタで放射性微粒子及び放射性よう素を除去低減するために設置する。</p> <p>1. 高性能粒子フィルタの効率</p> <p>1.1 単体 設計基準対象施設として使用する高性能粒子フィルタの単体効率は、「放射性エアロゾル用高性能エアフィルタ」(J I S Z 4 8 1 2)で規定される性能を基に設定し、99.97%以上 (0.3 μm粒子) とする。</p> <p>1.2 総合 設計基準対象施設として使用する高性能粒子フィルタの総合効率は、中央制御室再循環フィルタ装置組立後の値として99.9%以上 (0.5 μm粒子) とする。</p> <p>2. よう素用チャコールフィルタの効率</p> <p>2.1 単体 設計基準対象施設として使用するよう素用チャコールフィルタの単体効率は、よう素用チャコールフィルタに要求される総合効率を確保するため、総合効率 90%を上回る 91%以上 (相対湿度 70%以下において) とする。</p> <p>2.2 総合 設計基準対象施設として使用するよう素用チャコールフィルタの総合効率は、中央制御室居住性の被ばく評価の条件 (VI-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」参照) である、よう素除去効率が 90%であることから、90%以上 (相対湿度 70%以下において) とする。</p> <p>3. 個数 中央制御室再循環フィルタ装置は、設計基準対象施設として中央制御室の空気を中央制御室</p>				

送風機により循環し，その空気の一部を中央制御室再循環送風機により中央制御室再循環フィルタ装置に導き，高性能粒子フィルタ及びよう素用チャコールフィルタで放射性微粒子及び放射性よう素を除去低減するために1個設置する。

VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書
(原子炉格納施設)

目 次

1. 概要	1
2. 原子炉格納容器	2
2.1 原子炉格納容器本体	2
2.2 機器搬出入口	10
2.3 エアロック	16
2.4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	20
3. 原子炉建屋	225
3.1 原子炉建屋原子炉棟	225
3.2 機器搬出入口	227
3.3 エアロック	229
4. 圧力低減設備その他の安全設備	231
4.1 真空破壊装置	231
4.2 ベント管	232
4.3 原子炉格納容器安全設備	235
4.3.1 格納容器スプレイ冷却系	235
4.3.2 格納容器下部注水系	238
4.3.3 原子炉建屋放水設備	240
4.3.4 代替循環冷却系	244
4.4 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	246
4.4.1 非常用ガス処理系	246
4.4.2 可燃性ガス濃度制御系	271
4.4.3 水素濃度抑制系	279
4.4.4 耐圧強化ベント系	283
4.4.5 格納容器圧力逃がし装置	293
4.5 原子炉格納容器調気設備	298
4.5.1 不活性ガス系	298
4.6 圧力逃がし装置	305
4.6.1 格納容器圧力逃がし装置	305

1. 概要

本資料は、原子炉格納施設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。

以下の設備の設備別記載事項の設定根拠に関する説明は、令和2年10月14日付け原規規発第2010147号にて認可された柏崎刈羽原子力発電所第7号機の設計及び工事の計画のV-1-1-5-7「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）」による。

- ・ 泡原液搬送車（7号機設備，6,7号機共用）
- ・ 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）吸込20mホース（7号機設備，6,7号機共用）
- ・ 大容量送水車吐出放水砲用5m,10m,50mホース（7号機設備，6,7号機共用）
- ・ 放水砲（7号機設備，6,7号機共用）
- ・ 可搬型窒素供給装置（7号機設備，6,7号機共用）*
- ・ 可搬型窒素供給装置用20mホース（7号機設備，6,7号機共用）
- ・ スクラバ水pH制御設備用ポンプ（7号機設備，6,7号機共用）*
- ・ スクラバ水pH制御設備用3m,5mホース（7号機設備，6,7号機共用）

注記*：設備別記載事項の設定根拠に関する説明書の概要のうち、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（格納容器圧力逃がし装置）として使用する場合の記載について、「原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止」を「原子炉格納容器内における水素爆発による破損及び水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止」に読み替える。

2. 原子炉格納容器

2.1 原子炉格納容器本体

名 称			原子炉格納容器
最高使用圧力	内圧（ドライウエル， サプレッションチェンバ）	kPa	310, 620
	外圧（ドライウエル， サプレッションチェンバ）	kPa	14
最高使用温度	ド ラ イ ウ エ ル	℃	171, 200
	サプレッションチェンバ	℃	104, 200
設 計 漏 え い 率		%/d	0.4 以下 〔 常温，空気又は窒素，最高使用圧力 〕 の 0.9 倍に等しい圧力において
個 数	ド ラ イ ウ エ ル	—	1
	サプレッションチェンバ	—	1
	底 部	—	1
	下部ドライウエルアクセス トンネルスリーブ及び鏡板	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>原子炉格納容器は，設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり，かつ，放射性物質の拡散に対する障壁を形成し，その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制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格納施設のうち原子炉格納容器のうち原子炉格納容器本体（原子炉格納容器）として使用する原子炉格納容器は，以下の機能を有する。</p> <p>原子炉格納容器は，重大事故等時における圧力，温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）として使用する原子炉格納容器は，以下の機能を有する。</p> <p>原子炉格納容器は，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</p>			

失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、格納容器スプレイ冷却モードとして使用する場合には、残留熱除去系ポンプにより、水源であるサプレッションチェンバのプール水をドライウェル内及びサプレッションチェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器を冷却できる設計とする。また、サプレッションチェンバプール水冷却モードとして使用する場合には、残留熱除去系ポンプにより、水源であるサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器で冷却した後にサプレッションチェンバ内に戻すことで、原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（耐圧強化ベント系）として使用する原子炉格納容器は、以下の機能を有する。

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

系統構成は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、不活性ガス系等を経由して主排気筒（内筒）を通して原子炉建屋外に放出することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ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残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置）として使用する原子炉格納容器は、以下の機能を有する。

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

系統構成は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、不活性ガス系を経由してフィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ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（高圧炉心注水系）として使用する原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）は、以下の機能を有する。

原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心

の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、高圧炉心注水系ポンプにより、水源であるサプレッションチェンバの水を補給水系等を経由して原子炉压力容器へ注水することで、炉心を冷却できる設計とする。

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格納容器（サプレッションチェンバ）は、以下の機能を有する。

原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、原子炉隔離時冷却系ポンプにより、水源であるサプレッションチェンバの水を高圧炉心注水系等を経由して原子炉压力容器へ注水することで、炉心を冷却できる設計とする。

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格納容器（サプレッションチェンバ）は、以下の機能を有する。

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

系統構成は、残留熱除去系ポンプにより、水源であるサプレッションチェンバのプール水を原子炉压力容器へ注水することで、炉心を冷却できる設計とする。

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（水の供給設備）として使用する原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）は、以下の機能を有する。

原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）は、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は、水源とするサプレッションチェンバが設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレー冷却系）として使用する原子炉格納容器は、以下の機能を有する。

原子炉格納容器は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、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。また、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、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

系統構成は、残留熱除去系ポンプにより、水源であるサプレッションチェンバのプール水をドライウエル内及びサプレッションチェンバ内にスプレーすることで、原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（サプレッションチェンバプール水冷却系）として使用する原子炉格納容器は、以下の機能を有する。

原子炉格納容器は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、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。また、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、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

系統構成は、残留熱除去系ポンプ及び熱交換器により、サプレッションチェンバのプール水を冷却することで、原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

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

原子炉格納容器は、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、格納容器下部注水系（常設）として使用する場合には、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を補給水系等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。また、格納容器下部注水系（可搬型）として使用する場合には、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により、代替淡水源の水を補給水系を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した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格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器

安全設備（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する原子炉格納容器は、以下の機能を有する。

原子炉格納容器は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、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。また、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、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

系統構成は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する場合には、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウエル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。また、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）として使用する場合には、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウエル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）として使用する原子炉格納容器は、以下の機能を有する。

原子炉格納容器は、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、サブプレッションチェンバを水源とした復水移送ポンプにより、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器(B)にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）として使用する原子炉格納容器は、以下の機能を有する。

原子炉格納容器は、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内における水素爆発による破損を防止するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合において代替循環冷却系を長期使用した際に、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを不活性ガス系等を経由して、主排気筒（内筒）を通して大気に排出できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（格納容器圧力逃がし装置）として使用する原子炉格納容器は、以下の機能を有する。

原子炉格納容器は、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内における水素爆発による破損及び水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために設置する。

系統構成は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、不活性ガス系を経由してフィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）として使用する原子炉格納容器は、以下の機能を有する。

原子炉格納容器は、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、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、不活性ガス系を経由してフィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、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。

1. 最高使用圧力

1.1 内圧（ドライウエル、サプレッションチェンバ）

1.1.1 最高使用圧力 310kPa

設計基準対象施設として使用する原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）は、原子炉冷却材喪失時の最高圧力を上回るように設定する。VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の「4.2.1 圧力及び温度に関する設計条件」に記載のとおり、原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器の過渡解析の結果、ドライウエルの最高圧力が248kPaとなることから、これを上回る310kPaとする。

1.1.2 最高使用圧力 620kPa

原子炉格納容器を重大事故等時において使用する場合の圧力は、既往研究に基づく原子炉格納容器の耐性評価結果に個別プラントの設計・施工のばらつき等の不確実性を考慮して余裕を持たせた限界圧力を 620kPa と設定し、この限界圧力を超えないよう重大事故等対策を講じ、その有効性を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）にて確認していることから、620kPa する。

1.2 外圧（ドライウエル、サプレッションチェンバ）

設計基準対象施設として使用する原子炉格納容器の最高使用圧力（外圧）は、VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の「4.2.1 圧力及び温度に関する設計条件」に記載のとおり、原子炉格納容器は外面に過大な外圧が作用しないように真空破壊弁を設けていることから、ABWR プラント標準の 14kPa とする。

原子炉格納容器を重大事故等時において使用する場合の外圧は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、14kPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 最高使用温度 171℃（ドライウエル）

設計基準対象施設として使用する原子炉格納容器の最高使用温度は、原子炉冷却材喪失時の最高温度を上回るように設定する。VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の「4.2.1 圧力及び温度に関する設計条件」に記載のとおり、原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器の過渡解析の結果、ドライウエルの最高温度が 138℃となることから、これを上回る 171℃とする。

2.2 最高使用温度 200℃（ドライウエル）

原子炉格納容器（ドライウエル）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添付書類十）で原子炉格納容器（ドライウエル）のうち壁面温度が最大となる格納容器破損モードである雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）において約 165℃であることから、約 165℃を上回る 200℃とする。

2.3 最高使用温度 104℃（サプレッションチェンバ）

設計基準対象施設として使用する原子炉格納容器の最高使用温度は、原子炉冷却材喪失時の最高圧力を上回るように設定する。VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の「4.2.1 圧力及び温度に関する設計条件」に記載のとおり、原子炉冷却材喪失時の原子炉

格納容器の過渡解析の結果、サプレッションチェンバの最高温度が97℃となることから、これを上回る104℃とする。

2.4 最高使用温度 200℃（サプレッションチェンバ）

原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）温度が最大となる事故シーケンスグループである高圧・低圧注水機能喪失において172℃であることから、172℃を上回る200℃とする。

3. 設計漏えい率

設計基準対象施設として使用する原子炉格納容器の設計漏えい率は、VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の「4.2.2 漏えい率に対する設計条件」に記載のとおり、安全評価の結果、設計基準事故時の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の基準を満足する設計値である0.4%/d以下（常温、空気又は窒素、最高使用圧力の0.9倍に等しい圧力において）とする。

原子炉格納容器を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設として使用する場合は設計漏えい率と同じ0.4%/d以下（常温、空気又は窒素、最高使用圧力の0.9倍に等しい圧力において）とする。

なお、重大事故等時の漏えい率は、原子炉格納容器圧力が設計基準対象施設としての最高使用圧力の0.9倍より大きい場合においても原子炉格納容器の環境条件を考慮し、適切に割増しして評価に使用しており、その設定値において被ばく評価上の基準に適合することを確認している。被ばく評価についてはVI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の「別添3 格納容器圧力逃がし装置の設計」及びVI-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」による。

4. 個数

原子炉格納容器は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時の圧力障壁、放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため等に必要な個数であるドライウエル1個、サプレッションチェンバ1個、底部1個、下部ドライウエルアクセストンネルスリーブ及び鏡板2個を設置する。

原子炉格納容器は、設計基準対象施設として設置しているものを重大事故等時における設計条件にて使用するため設計基準対象施設としてドライウエル1個、サプレッションチェンバ1個、底部1個、下部ドライウエルアクセストンネルスリーブ及び鏡板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。

2.2 機器搬出入口

名 称			上部ドライウエル機器搬入用ハッチ
最高使用圧力	内圧	kPa	310, 620
	外圧	kPa	14
最高使用温度		℃	171, 200
個 数		—	1
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>・設計基準対象施設</p> <p>上部ドライウエル機器搬入用ハッチは、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の点検、補修作業における機器の搬出入に使用するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制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、原子炉格納施設のうち原子炉格納容器（機器搬出入口）として使用する上部ドライウエル機器搬入用ハッチは、以下の機能を有する。</p> <p>上部ドライウエル機器搬入用ハッチは、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 内圧</p> <p>設計基準対象施設として使用する上部ドライウエル機器搬入用ハッチの最高使用圧力（内圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ310kPaとする。</p> <p>上部ドライウエル機器搬入用ハッチを重大事故等時において使用する場合の圧力（内圧）は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）と同じ620kPaとする。</p> <p>1.2 外圧</p> <p>設計基準対象施設として使用する上部ドライウエル機器搬入用ハッチの最高使用圧力（外圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（外圧）と同じ14kPaとする。</p> <p>上部ドライウエル機器搬入用ハッチを重大事故等時において使用する場合の圧力（外圧）は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（外圧）と同じ14kPaとする。</p>			

2. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する上部ドライウエル機器搬入用ハッチの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ171℃とする。

上部ドライウエル機器搬入用ハッチを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ200℃とする。

3. 個数

上部ドライウエル機器搬入用ハッチは、設計基準対象施設として1個設置する。

上部ドライウエル機器搬入用ハッチは、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		下部ドライウェル機器搬入用ハッチ	
最高使用圧力	内圧	kPa	310, 620
	外圧	kPa	14
最高使用温度		℃	171, 200
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>下部ドライウェル機器搬入用ハッチは、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の点検、補修作業における機器の搬出入に使用するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制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、原子炉格納施設のうち原子炉格納容器（機器搬出入口）として使用する下部ドライウェル機器搬入用ハッチは、以下の機能を有する。</p> <p>下部ドライウェル機器搬入用ハッチは、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 内圧</p> <p>設計基準対象施設として使用する下部ドライウェル機器搬入用ハッチの最高使用圧力（内圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ310kPaとする。</p> <p>下部ドライウェル機器搬入用ハッチを重大事故等時において使用する場合の圧力（内圧）は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）と同じ620kPaとする。</p> <p>1.2 外圧</p> <p>設計基準対象施設として使用する下部ドライウェル機器搬入用ハッチの最高使用圧力（外圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（外圧）と同じ14kPaとする。</p> <p>下部ドライウェル機器搬入用ハッチを重大事故等時において使用する場合の圧力（外圧）は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（外圧）と同じ14kPaとする。</p>			

2. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する下部ドライウエル機器搬入用ハッチの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

下部ドライウエル機器搬入用ハッチを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

3. 個数

下部ドライウエル機器搬入用ハッチは、設計基準対象施設として 1 個設置する。

下部ドライウエル機器搬入用ハッチは、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		サブプレッションチェンバ出入口	
最高使用圧力	内圧	kPa	310, 620
	外圧	kPa	14
最高使用温度		℃	104, 200
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>サブプレッションチェンバ出入口は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の点検、補修作業における機器の搬出入に使用するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制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、原子炉格納施設のうち原子炉格納容器（機器搬出入口）として使用するサブプレッションチェンバ出入口は、以下の機能を有する。</p> <p>サブプレッションチェンバ出入口は、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 内圧</p> <p>設計基準対象施設として使用するサブプレッションチェンバ出入口の最高使用圧力（内圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ310kPaとする。</p> <p>サブプレッションチェンバ出入口を重大事故等時において使用する場合の圧力（内圧）は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）と同じ620kPaとする。</p> <p>1.2 外圧</p> <p>設計基準対象施設として使用するサブプレッションチェンバ出入口の最高使用圧力（外圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（外圧）と同じ14kPaとする。</p> <p>サブプレッションチェンバ出入口を重大事故等時において使用する場合の圧力（外圧）は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（外圧）と同じ14kPaとする。</p>			

2. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用するサブプレッションチェンバ出入口の最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ 104℃とする。

サブプレッションチェンバ出入口を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200℃とする。

3. 個数

サブプレッションチェンバ出入口は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

重大事故等時に使用するサブプレッションチェンバ出入口は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

2.3 エアロック

名 称		上部ドライウェル所員用エアロック	
最高使用圧力	内圧	kPa	310, 620
	外圧	kPa	14
最高使用温度		℃	171, 200
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>上部ドライウェル所員用エアロックは、設計基準対象施設として原子炉格納容器内機器の点検、補修作業の際に使用するとともに緊急時の出入りを容易にするために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制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、原子炉格納施設のうち原子炉格納容器（エアロック）として使用する上部ドライウェル所員用エアロックは、以下の機能を有する。</p> <p>上部ドライウェル所員用エアロックは、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 内圧</p> <p>設計基準対象施設として使用する上部ドライウェル所員用エアロックの最高使用圧力（内圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ310kPaとする。</p> <p>上部ドライウェル所員用エアロックを重大事故等時において使用する場合の圧力（内圧）は、重大事故等時における使用圧力（内圧）と同じ620kPaとする。</p> <p>1.2 外圧</p> <p>設計基準対象施設として使用する上部ドライウェル所員用エアロックの最高使用圧力（外圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（外圧）と同じ14kPaとする。</p> <p>上部ドライウェル所員用エアロックを重大事故等時において使用する場合の圧力（外圧）は、原子炉格納容器の重大事故等時における使用圧力（外圧）と同じ14kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する上部ドライウェル所員用エアロックの最高使用温度は、原</p>			

子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

上部ドライウエル所員用エアロックを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

3. 個数

上部ドライウエル所員用エアロックは、設計基準対象施設として 1 個設置する。

重大事故等時に使用する上部ドライウエル所員用エアロックは、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			下部ドライウエル所員用エアロック
最高使用圧力	内圧	kPa	310, 620
	外圧	kPa	14
最高使用温度		℃	171, 200
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 下部ドライウエル所員用エアロックは、設計基準対象施設として原子炉格納容器内機器の点検、補修作業の際に使用するとともに緊急時の出入りを容易にするために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に、原子炉格納施設のうち原子炉格納容器（エアロック）として使用する下部ドライウエル所員用エアロックは、以下の機能を有する。 下部ドライウエル所員用エアロックは、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。 <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 内圧 設計基準対象施設として使用する下部ドライウエル所員用エアロックの最高使用圧力（内圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ310kPaとする。 下部ドライウエル所員用エアロックを重大事故等時において使用する場合の圧力（内圧）は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）と同じ620kPaとする。</p> <p>1.2 外圧 設計基準対象施設として使用する下部ドライウエル所員用エアロックの最高使用圧力（外圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（外圧）と同じ14kPaとする。 下部ドライウエル所員用エアロックを重大事故等時において使用する場合の圧力（外圧）は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（外圧）と同じ14kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する下部ドライウエル所員用エアロックの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ171℃とする。</p>			

下部ドライウエル所員用エアロックを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ200℃とする。

3. 個数

下部ドライウエル所員用エアロックは、設計基準対象施設として1個設置する。

重大事故等時に使用する下部ドライウエル所員用エアロックは、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

2.4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部

貫 通 部 番 号		X-80, X-81	X-240, X-241
最高使用圧力	kPa	310, 620	
最高使用温度	℃	171, 200	104, 200
外 径	mm	□	
構 成	—	スリーブ	
個 数	—	4	

【設 定 根 拠】

(概要)

本貫通部 (X-80) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器 (ドライウエル) 内の雰囲気ガスを換気するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-81) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器 (ドライウエル) 内の雰囲気ガスを換気するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに耐圧強化ベント系、格納容器圧力逃がし装置の流路として使用するために設置する。

本貫通部 (X-240) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器 (サプレッションチェンバ) 内の雰囲気ガスを換気するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-241) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器 (サプレッションチェンバ) 内の雰囲気ガスを換気するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに耐圧強化ベント系、格納容器圧力逃がし装置の流路として使用するた

めに設置する。

1. 最高使用圧力

1.1 X-80, X-81, X-240, X-241 のスリーブの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本スリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ 310kPa とする。

本スリーブ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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 X-80, X-81 のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本スリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 X-240, X-241 のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本スリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ 104℃ とする。

本スリーブ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格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径

3.1 X-80, X-240 の外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 X-81, X-241 の外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する重大事故等対処設備の主配管の外径と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-80, X-81, X-240, X-241）は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 4 個設置する。

本貫通部（X-80, X-81, X-240, X-241）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。

貫 通 部 番 号		X-201, X-202, X-203
最 高 使 用 圧 力	kPa	310, 620
最 高 使 用 温 度	℃	104, 200
外 径	mm	□
構 成	—	スリーブ
個 数	—	3
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-201) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) のサブプレッションプール水を残留熱除去系ポンプ (A) に供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系、低圧注水系、サブプレッションチェンバプール水冷却系の流路として使用するために設置する。</p> <p>本貫通部 (X-202) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) のサブプレッションプール水を残留熱除去系ポンプ (B) に供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系、低圧注水系、格納容器スプレイ冷却系、サブプレッションチェンバプール水冷却系、代替循環冷却系の流路として使用するために設置する。</p> <p>本貫通部 (X-203) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) のサブプレッションプール水を残留熱除去系ポンプ (C) に供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系、低圧注水系、格納容器スプレイ冷却系、サブプレッションチェンバプール水冷却系の流路として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 X-201, X-202, X-203 のスリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p>		

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 X-201, X-202, X-203 のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ 104℃ とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径

3.1 X-201, X-202, X-203 の外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、接続する重大事故等対処設備の主配管の外径と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-201, X-202, X-203）は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 3 個設置する。

本貫通部（X-201, X-202, X-203）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。

貫 通 部 番 号		X-90, X-91, X-93	X-92	X-210B, X-210C	X-250, X-251		
最 高 使 用 圧 力	kPa	310, 620					
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200			104, 200		
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	端板	スリーブ	スリーブ	スリーブ	端板
個 数	—	8					
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本貫通部 (X-90, X-91, X-93, X-250, X-251) は、設計基準対象施設として運転中は原子炉格納容器バウンダリを確保するため閉止しており、将来の設備増加あるいは設置変更等により原子炉格納容器貫通部の追加に備えて設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分に低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>本貫通部 (X-92) 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格納容器内で発生する可燃性ガスを、可燃性ガス濃度制御系へ導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>本貫通部 (X-210B, X-210C) は、設計基準対象施設として高圧炉心注水系としてサブプレッションチェンバプール水を高圧炉心注水系ポンプに供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分に低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに高圧炉心注水系の流路として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 X-90, X-91, X-92, X-93, X-210B, X-210C, X-250, X-251 のスリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本スリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p>							

1.2 X-90, X-91, X-93, X-250, X-251 の端板の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ 310kPa とする。

本端板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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 X-90, X-91, X-92, X-93 のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 X-90, X-91, X-93 の端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本端板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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.3 X-210B, X-210C のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ 104℃ とする。

本スリーブ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格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.4 X-250, X-251 のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ 104℃ とする。

本スリーブ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格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.5 X-250, X-251 の端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッショ

ンチェンバ) の最高使用温度と同じ 104℃とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) の使用温度と同じ 200℃とする。

3. 外径

3.1 X-90, X-91, X-92, X-93, X-250, X-251 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 X-90, X-91, X-93, X-250, X-251 の端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 X-210B, X-210C のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、接続する重大事故等対処設備の主配管の外径と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部 (X-90, X-91, X-92, X-93, X-210B, X-210C, X-250, X-251) は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 8 個設置する。

本貫通部 (X-90, X-91, X-92, X-93, X-210B, X-210C, X-250, X-251) は、設計基準対象施設として 8 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。

貫 通 部 番 号		X-252, X-254, X-255		X-253
最高使用圧力	kPa	310, 620		
最高使用温度	℃	104, 200		
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	端板	スリーブ
個 数	—	4		
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-252, X-254, X-255) は、設計基準対象施設として運転中は原子炉格納容器バウンダリを確保するため閉止しており、将来の設備増加あるいは設置変更等により原子炉格納容器貫通部の追加に備えて設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>本貫通部 (X-253) は、設計基準対象施設として可燃性ガス濃度制御系で可燃性ガスを再結合させた際に生じる水蒸気をサブプレッションチェンバへ導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 X-252, X-254, X-255, X-253 のスリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 X-252, X-254, X-255 の端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p>				

2. 最高使用温度

2.1 X-252, X-254, X-255, X-253 のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ 104℃とする。

本スリーブ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格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.2 X-252, X-254, X-255 の端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ 104℃とする。

本端板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格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200℃とする。

3. 外径

3.1 X-252, X-254, X-255, X-253 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 X-252, X-254, X-255 の端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-252, X-254, X-255, X-253）は、設計基準対象施設として、各 1 個、合計 4 個設置する。

本貫通部（X-252, X-254, X-255, X-253）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。

貫 通 部 番 号	X-204, X-205, X-206, X-222	
最 高 使 用 圧 力	kPa	310, 620
最 高 使 用 温 度	℃	104, 200
外 径	mm	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ
個 数	—	4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本貫通部 (X-204, X-205, X-206) は、設計基準対象施設として残留熱除去系にてサブプレッションチェンバプール水を冷却してサブプレッションチェンバに戻すために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系、サブプレッションチェンバプール水冷却系の流路として使用するために設置する。</p> <p>本貫通部 (X-222) は、設計基準対象施設としてサブプレッションプール浄化系にてサブプレッションチェンバプール水を浄化してサブプレッションチェンバへ戻すために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 X-204, X-205, X-206, X-222 のスリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 X-204, X-205, X-206, X-222 のスリーブの最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) の最高使用温度と同じ 104℃ とする。</p> <p>本スリーブ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</p>		

格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200℃とする。

3. 外径

3.1 X-204, X-205, X-206 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する主配管「サブプレッションプール注水配管(A)分岐部～サブプレッションチェンバ」の外径と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 X-222 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-204, X-205, X-206, X-222）は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 4 個設置する。

本貫通部（X-204, X-205, X-206, X-222）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。

貫通部番号		X-3	X-30B, X-30C	X-61, X-62 X-63, X-64	X-214, X-221
最高使用圧力	—	310, 620 (kPa)	3.43 (MPa)	1.37 (MPa)	310, 620 (kPa)
最高使用温度	℃	171, 200			104, 200
外径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
構成	—	スリーブ	端板	スリーブ	スリーブ
個数	—	9			

【設定根拠】

(概要)

本貫通部 (X-3) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の点検、補修作業における機器の搬出入に使用するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-30B) は、設計基準対象施設としてサプレッションプール水を原子炉格納容器内にスプレーするために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系、格納容器スプレー冷却系、代替格納容器スプレー冷却系、代替循環冷却系の流路として使用するために設置する。

本貫通部 (X-30C) は、設計基準対象施設としてサプレッションプール水を原子炉格納容器内にスプレーするために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系、格納容器スプレー冷却系の流路として使用するために設置する。

本貫通部 (X-61, X-62, X-63, X-64) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の冷却が必要な機器に冷却水を供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質

の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-214) は、設計基準対象施設として原子炉隔離時冷却系ポンプにサプレッションプール水を導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに原子炉隔離時冷却系の流路として使用するために設置する。

本貫通部 (X-221) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器 (サプレッションチェンバ) のサプレッションプール水をサプレッションプール浄化系に導くために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力

1.1 X-3, X-214, X-221 のスリーブの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。

1.2 X-3 の端板の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。

1.3 X-30B, X-30C スリーブの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、接続する主配管「ドライウエルスプレイモード(B)分岐部～原子炉格納容器スプレイ管 (ドライウエル側)」及び「ドライウエルスプレイモード(C)分岐部～原子炉格納容器スプレイ管 (ドライウエル側)」の最高使用圧力と同じ 3.43MPa とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPa とする。

1.4 X-61, X-62, X-63, X-64 のスリーブの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系配管の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、原子炉格納容器の重大事故等時における使用圧力（内圧）620kPa を上回る設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 X-3, X-30B, X-30C, X-61, X-62, X-63, X-64 のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 X-3 の端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.3 X-214, X-221 のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ 104℃ とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径

3.1 X-3 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 X-30B, X-30C, X-214 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、接続する主配管「ドライウエ

ルスプレイモード(B)分岐部～原子炉格納容器スプレイ管(ドライウエル側)」、「ドライウエルスプレイモード(C)分岐部～原子炉格納容器スプレイ管(ドライウエル側)」及び「原子炉隔離時冷却系ストレーナ～サプレッションプール水合流部」の外径と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 X-61, X-62, X-63, X-64, X-221 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.4 X-3 の端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部(X-3, X-30B, X-30C, X-61, X-62, X-63, X-64, X-214, X-221)は、設計基準対象施設として各1個、合計9個設置する。

本貫通部(X-3, X-30B, X-30C, X-61, X-62, X-63, X-64, X-214, X-221)は、設計基準対象施設として9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。

貫 通 部 番 号		X-82	X-242
最 高 使 用 圧 力	kPa	310, 620	
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200	104, 200
外 径	mm	□	
構 成	—	スリーブ	
個 数	—	2	
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-82) 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格納容器内で発生する可燃性ガスを、可燃性ガス濃度制御系へ導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>本貫通部 (X-242) は、設計基準対象施設として可燃性ガス濃度制御系で可燃性ガスを再結合させた際に生じる水蒸気をサブプレッションチェンバへ導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに格納容器圧力逃がし装置の流路として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 X-82, X-242 のスリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 X-82 のスリーブの最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器 (ドライウエル) の使用温度と同じ 200℃ とする。</p>			

2.2 X-242 のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ 104℃とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200℃とする。

3. 外径

3.1 X-82 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 X-242 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、接続する主配管「フィルタベントドレン移送ライン合流部～サプレッションチェンバ」の外径と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-82, X-242）は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 2 個設置する。

本貫通部（X-82, X-242）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。

貫 通 部 番 号		X-200B, X-200C	X-740
最高使用圧力	—	3.43 (MPa)	310, 620 (kPa)
最高使用温度	℃	104, 200	171, 200
外 径	mm	□	
構 成	—	スリーブ	
個 数	—	3	
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-200B) は、設計基準対象施設としてサブプレッションプール水をサブプレッションチェンバ内にスプレイするために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系、格納容器スプレイ冷却系、代替格納容器スプレイ冷却系の流路として使用するために設置する。</p> <p>本貫通部 (X-200C) は、設計基準対象施設としてサブプレッションプール水をサブプレッションチェンバ内にスプレイするために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系、格納容器スプレイ冷却系の流路として使用するために設置する。</p> <p>本貫通部 (X-740) は、設計基準対象施設として下部ドライウェルへ補給水を供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに格納容器下部注水系、代替循環冷却系の流路として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 X-200B, X-200C のスリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、接続する主配管「サブプレッションチェンバスプレイモード (B) 分岐部～原子炉格納容器スプレイ管 (サブプレッションチェンバ側)」及び「残留熱除去系配管 (C) 燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部～原子炉格納容器スプレイ管 (サブプレッションチェンバ側)」の最高使用圧力と同じ 3.43MPa とする。</p>			

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.43MPa とする。

1.2 X-740 のスリーブの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ 310kPa とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 X-200B, X-200C のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ 104℃ とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 X-740 のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径

3.1 X-200B, X-200C, X-740 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、接続する主配管「サブプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部～原子炉格納容器スプレイ管（サブプレッションチェンバ側）」、「残留熱除去系配管(C)燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部～原子炉格納容器スプレイ管（サブプレッションチェンバ側）」及び「復水補給水系(A)外部注水配管合流部～下部ドライウエル」の外径と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-200B, X-200C, X-740）は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 3 個設置する。

本貫通部（X-200B, X-200C, X-740）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。

貫 通 部 番 号		X-69
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.86
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200
外 径	mm	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-69) は、設計基準対象施設として、原子炉格納施設内の圧縮空気が必要となる設備へ圧縮空気を供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、所内用圧縮空気系配管の最高使用圧力と同じ 0.86MPa とする。</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉格納容器の重大事故等時における使用圧力 (内圧) 620kPa を上回る設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力と同じ 0.86MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 スリーブの最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器 (ドライウエル) の使用温度と同じ 200℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 スリーブの外径</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、<input type="text"/> mm とする。</p>		

4. 個数

本貫通部（X-69）は，設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-69）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。

貫 通 部 番 号		X-620
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.98
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200
外 径	mm	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-620) は、設計基準対象施設として低電導度廃液を移送するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、放射性ドレン移送系配管の最高使用圧力と同じ 0.98MPa とする。</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉格納容器の重大事故等時における使用圧力 (内圧) 620kPa を上回る設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力と同じ 0.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 スリーブの最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器 (ドライウエル) の使用温度と同じ 200℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 スリーブの外径</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、<input type="text"/> mm とする。</p>		

4. 個数

本貫通部 (X-620) は, 設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-620) 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。

貫 通 部 番 号		X-610, X-710
最 高 使 用 圧 力	MPa	18.6
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200
外 径	mm	□
構 成	—	スリーブ
個 数	—	205
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-610, X-710) は、設計基準対象施設として緊急時に原子炉スクラムを行うため、制御棒駆動機構へ高圧水を供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに制御棒駆動系の流路として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、制御棒駆動系配管の最高使用圧力と同じ 18.6MPa とする。</p> <p>本スリーブ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同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、18.6MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 スリーブの最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器 (ドライウエル) の使用温度と同じ 200℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 スリーブの外径</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する主配管「水圧制御ユニット出口～制御棒駆動機構ハウジング」の外径と同仕様で設計し、□ mm とする。</p>		

4. 個数

本貫通部（X-610, X-710）は，設計基準対象施設としてX-610は102個， X-710は103個，合計205個設置する。

本貫通部（X-610, X-710）は，設計基準対象施設として205個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

貫 通 部 番 号		X-700A, X-700B, X-700C, X-700D, X-700E, X-700F, X-700G, X-700H, X-700J, X-700K
最高使用圧力	MPa	8.62
最高使用温度	℃	302
外 径	mm	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ
個 数	—	10
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-700A, X-700B, X-700C, X-700D, X-700E, X-700F, X-700G, X-700H, X-700J, X-700K) は、設計基準対象施設として原子炉冷却材再循環ポンプのシールキャビティへページ水を供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉格納容器の重大事故等時における使用圧力 (内圧) 620kPa を上回る設計基準対象施設として使用する管の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 スリーブの最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の重大事故等時における使用温度 200℃ を上回る設計基準対象施設として使用する管の最高使用温度と同じ 302℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 スリーブの外径</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的</p>		

で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部 (X-700A, X-700B, X-700C, X-700D, X-700E, X-700F, X-700G, X-700H, X-700J, X-700K) は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 10 個設置する。

本貫通部 (X-700A, X-700B, X-700C, X-700D, X-700E, X-700F, X-700G, X-700H, X-700J, X-700K) は、設計基準対象施設として 10 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。

貫 通 部 番 号		X-10A, X-10D		
最高使用圧力	—	310, 620 (kPa)		8.62 (MPa)
最高使用温度	℃	171, 200	302	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	端板	管
個 数	—	2		
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本貫通部 (X-10A, X-10D) は, 設計基準対象施設として主蒸気をタービンへ導くために設置する。また, 原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり, かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し, その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては, 重大事故等時における圧力, 温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 X-10A, X-10D のスリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は, 原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合は, 重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 X-10A, X-10D の端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は, 原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板を重大事故等時において使用する場合は, 重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 X-10A, X-10D の管の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する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>本管を重大事故等時において使用する場合は, 原子炉格納容器の重大事故等時における使用圧力 (内圧) 620kPa を上回る設計基準対象施設として使用する管の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p>				

2. 最高使用温度

2.1 X-10A, X-10D のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は，原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.2 X-10A, X-10D の端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端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。

本端板を重大事故等時において使用する場合は，原子炉格納容器（ドライウエル）の重大事故等時における使用温度 200℃を上回る設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度と同じ 302℃とする。

2.3 X-10A, X-10D の管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する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。

本管を重大事故等時において使用する場合は，原子炉格納容器（ドライウエル）の重大事故等時における使用温度 200℃を上回る設計基準対象施設として使用する管の最高使用温度と同じ 302℃とする。

3. 外径

3.1 X-10A, X-10D のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため，設計基準対象施設と同仕様で設計し， mm とする。

3.2 X-10A, X-10D の端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため，設計基準対象施設と同仕様で設計し， mm とする。

3.3 X-10A, X-10D の管の外径

本管を重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため，設計基

準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部 (X-10A, X-10D) は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 2 個設置する。

本貫通部 (X-10A, X-10D) 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。

貫 通 部 番 号		X-10B, X-10C		
最高使用圧力	—	310, 620 (kPa)		8.62 (MPa)
最高使用温度	℃	171, 200	302	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	端板	管
個 数	—	2		
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本貫通部 (X-10B, X-10C) は、設計基準対象施設として主蒸気をタービンへ導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 X-10B, X-10C のスリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 X-10B, X-10C の端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 X-10B, X-10C の管の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する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>本管を重大事故等時において使用する場合は、原子炉格納容器の重大事故等時における使用圧力 (内圧) 620kPa を上回る設計基準対象施設として使用する管の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p>				

2. 最高使用温度

2.1 X-10B, X-10C のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は，原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.2 X-10B, X-10C の端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端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。

本端板を重大事故等時において使用する場合は，原子炉格納容器（ドライウエル）の重大事故等時における使用温度 200℃を上回る設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度と同じ 302℃とする。

2.3 X-10B, X-10C の管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する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。

本管を重大事故等時において使用する場合は，原子炉格納容器（ドライウエル）の重大事故等時における使用温度 200℃を上回る設計基準対象施設として使用する管の最高使用温度と同じ 302℃とする。

3. 外径

3.1 X-10B, X-10C のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため，設計基準対象施設と同仕様で設計し， mm とする。

3.2 X-10B, X-10C の端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため，設計基準対象施設と同仕様で設計し， mm とする。

3.3 X-10B, X-10C の管の外径

本管を重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため，設計基

準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部 (X-10B, X-10C) は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 2 個設置する。

本貫通部 (X-10B, X-10C) 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。

貫 通 部 番 号		X-12A, X-12B		
最高使用圧力	—	310, 620 (kPa)		8.62, 9.22 (MPa)
最高使用温度	℃	171, 200	302, 306	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	端板	管
個 数	—	2		
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本貫通部 (X-12A) は、設計基準対象施設として原子炉压力容器へ原子炉冷却材を給水するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系、高压代替注水系、低压注水系、低压代替注水系、代替循環冷却系の流路として使用するために設置する。</p> <p>本貫通部 (X-12B) は、設計基準対象施設として原子炉压力容器へ原子炉冷却材を給水するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに原子炉隔離時冷却系の流路として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 X-12A, X-12B のスリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 X-12A, X-12B の端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p>				

1.3 X-12A, X-12B の管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する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。

本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 9.22MPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 X-12A, X-12B のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 X-12A, X-12B の端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端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。

本端板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 306℃ とする。

2.3 X-12A, X-12B の管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する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。

本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 306℃ とする。

3. 外径

3.1 X-12A, X-12B のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 X-12A, X-12B の端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計

基準対象施設と同仕様で設計し、mmとする。

3.3 X-12A, X-12B の管の外径

本管を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する主要弁 B21-F051A, B の呼び径と同仕様で設計し、mmとする。

4. 個数

本貫通部 (X-12A, X-12B) は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 2 個設置する。

本貫通部 (X-12A, X-12B) 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。

貫 通 部 番 号		X-33A		
最 高 使 用 圧 力	—	310, 620 (kPa)		8.62, 9.22 (MPa)
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200	302, 306	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	端板	管
個 数	—	1		
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本貫通部 (X-33A) は、設計基準対象施設として残留熱除去系ポンプ(A)に原子炉冷却材を導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系の流路として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 管の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する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>本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 9.22MPa とする。</p>				

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端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。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 306℃とする。

2.3 管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する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。

本管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 306℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 管の外径

本管を重大事故等時において使用する場合は、接続する主要弁 E11-F010A の呼び径と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-33A）は，設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-33A）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。

貫 通 部 番 号		X-33B		
最 高 使 用 圧 力	—	310, 620 (kPa)		8.62, 9.22 (MPa)
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200	302, 306	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	端板	管
個 数	—	1		
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-33B) は、設計基準対象施設として残留熱除去系ポンプ(B)に原子炉冷却材を導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系の流路として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 管の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する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>本管を重大事故等時において使用する場合は、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 9.22MPa とする。</p>				

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端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。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 306℃とする。

2.3 管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する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。

本管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 306℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 管の外径

本管を重大事故等時において使用する場合は、接続する主要弁 E11-F010B の呼び径と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-33B）は，設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-33B）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。

貫 通 部 番 号		X-33C		
最 高 使 用 圧 力	—	310, 620 (kPa)		8.62, 9.22 (MPa)
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200	302, 306	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	端板	管
個 数	—	1		
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-33C) は、設計基準対象施設として残留熱除去系ポンプ (C) に原子炉冷却材を導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系の流路として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 管の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する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>本管を重大事故等時において使用する場合は、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 9.22MPa とする。</p>				

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端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。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 306℃とする。

2.3 管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する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。

本管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 306℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 管の外径

本管を重大事故等時において使用する場合は、接続する主要弁 E11-F010C の呼び径と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部 (X-33C) は, 設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-33C) 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。

貫 通 部 番 号		X-31B		
最 高 使 用 圧 力	—	310, 620 (kPa)		8. 62, 9. 22 (MPa)
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200	302, 306	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	端板	管
個 数	—	1		
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本貫通部 (X-31B) は、設計基準対象施設として残留熱除去系ポンプにより原子炉压力容器へ冷却水を供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系、低圧注水系、低圧代替注水系の流路として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 管の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8. 62MPa とする。</p> <p>本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压力容器の使用圧力と同じ 9. 22MPa とする。</p>				

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端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。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 306℃とする。

2.3 管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する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。

本管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 306℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 管の外径

本管を重大事故等時において使用する場合は、接続する主要弁 E11-F006B の呼び径と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-31B）は，設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-31B）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。

貫 通 部 番 号		X-31C		
最 高 使 用 圧 力	—	310, 620 (kPa)		8.62, 9.22 (MPa)
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200	302, 306	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	端板	管
個 数	—	1		
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-31C) は、設計基準対象施設として残留熱除去系ポンプにより原子炉圧力容器へ冷却水を供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系、低圧注水系の流路として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 管の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する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>本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 9.22MPa とする。</p>				

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端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。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 306℃とする。

2.3 管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する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。

本管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 306℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 管の外径

本管を重大事故等時において使用する場合は、接続する主要弁 E11-F006C の呼び径と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-31C）は，設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-31C）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。

貫 通 部 番 号		X-35B, X-35C		
最高使用圧力	—	310, 620 (kPa)		8.62, 9.22 (MPa)
最高使用温度	℃	171, 200	302, 306	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	端板	管
個 数	—	2		
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-35B, X-35C) は, 設計基準対象施設として高圧炉心注水系ポンプにより原子炉圧力容器に冷却水を注水するために設置する。また, 原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり, かつ, 放射性物質の拡散に対する障壁を形成し, その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては, 重大事故等時における圧力, 温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに高圧炉心注水系の流路として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 X-35B, X-35C のスリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は, 原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 X-35B, X-35C の端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は, 原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 X-35B, X-35C の管の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する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>本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 9.22MPa とする。</p>				

2. 最高使用温度

2.1 X-35B, X-35C のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.2 X-35B, X-35C の端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端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。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 306℃とする。

2.3 X-35B, X-35C の管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する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。

本管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 306℃とする。

3. 外径

3.1 X-35B, X-35C のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 X-35B, X-35C の端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 X-35B, X-35C の管の外径

本管を重大事故等時において使用する場合は、接続する主要弁 E22-F003B,C の呼び径と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-35B, 35C）は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 2 個設置する。

本貫通部（X-35B, 35C）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。

貫 通 部 番 号		X-50		
最高使用圧力	—	310, 620 (kPa)		8.62 (MPa)
最高使用温度	℃	171, 200	302	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	端板	管
個 数	—	1		
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本貫通部 (X-50) は、設計基準対象施設として原子炉冷却材浄化系ポンプにより原子炉冷却材を浄化装置に導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 管の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する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>本管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉格納容器の重大事故等時における使用圧力 620kPa を上回る設計基準対象施設として使用する管の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p>				

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は，原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端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。

本端板を重大事故等時において使用する場合は，原子炉格納容器（ドライウエル）の重大事故等時における使用温度 200℃を上回る設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度と同じ 302℃とする。

2.3 管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する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。

本管を重大事故等時において使用する場合は，原子炉格納容器（ドライウエル）の重大事故等時における使用温度 200℃を上回る設計基準対象施設として使用する管の最高使用温度と同じ 302℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため，設計基準対象施設と同仕様で設計し， mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため，設計基準対象施設と同仕様で設計し， mm とする。

3.3 管の外径

本管を重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため，設計基

準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部 (X-50) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-50) 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。

貫 通 部 番 号		X-37		
最 高 使 用 圧 力	—	310, 620 (kPa)		8.62, 9.22 (MPa)
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200	302, 306	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	端板	管
個 数	—	1		
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-37) は、設計基準対象施設として原子炉圧力容器で発生した蒸気を原子炉隔離時冷却系のタービンに導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系の流路として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 管の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する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>本管を重大事故等時において使用する場合は、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 9.22MPa とする。</p>				

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端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。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 306℃とする。

2.3 管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する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。

本管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 306℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 管の外径

本管を重大事故等時において使用する場合は、接続する主要弁 E51-F035 の呼び径と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-37）は，設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-37）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。

貫 通 部 番 号		X-38		
最 高 使 用 圧 力	—	310, 620 (kPa)		8. 62 (MPa)
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200	302	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	端板	管
個 数	—	1		
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-38) は、設計基準対象施設として原子炉冷却材浄化系ポンプにより原子炉压力容器内にスプレイするための冷却水を供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 管の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8. 62MPa とする。</p> <p>本管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉格納容器の重大事故等時における使用圧力 (内圧) 620kPa を上回る設計基準対象施設として使用する管の最高使用圧力と同じ 8. 62MPa とする。</p>				

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端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。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、原子炉格納容器（ドライウエル）の重大事故等時における使用温度 200℃を上回る設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度と同じ 302℃とする。

2.3 管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する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。

本管を重大事故等時において使用する場合は、原子炉格納容器（ドライウエル）の重大事故等時における使用温度 200℃を上回る設計基準対象施設として使用する管の最高使用温度と同じ 302℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 管の外径

本管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子

炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-38）は、設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-38）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。

貫 通 部 番 号		X-213		
最 高 使 用 圧 力	—	310, 620 (kPa)		0.98 (MPa)
最 高 使 用 温 度	℃	104, 200	184, 200	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	端板	管
個 数	—	1		
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-213) は、設計基準対象施設として原子炉隔離時冷却系のタービンから蒸気をサブプレッションプールへ排気するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系の流路として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 管の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する管の最高使用圧力は、接続する主配管「蒸気出口配管合流部～サブプレッションチェンバ」の最高使用圧力と同じ 0.98MPa とする。</p> <p>本管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同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、0.98MPa とする。</p>				

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ 104℃とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度は、接続する主配管「蒸気出口配管合流部～サブプレッションチェンバ」の最高使用温度と同じ 184℃とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.3 管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する管の最高使用温度は、接続する主配管「蒸気出口配管合流部～サブプレッションチェンバ」の最高使用温度と同じ 184℃とする。

本管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 管の外径

本管を重大事故等時において使用する場合は、接続する主配管「蒸気出口配管合流部～サブプレッションチェンバ」の外径と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部 (X-213) は, 設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部 (X-213) 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。

貫 通 部 番 号		X-11		
最 高 使 用 圧 力	—	310, 620 (kPa)		8.62 (MPa)
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200	302	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	端板	管
個 数	—	1		
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-11) は、設計基準対象施設として主蒸気のドレン水を復水器へ導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大气への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 管の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する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>本管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉格納容器の重大事故等時における使用圧力 (内圧) 620kPa を上回る設計基準対象施設として使用する管の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p>				

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は，原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端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。

本端板を重大事故等時において使用する場合は，原子炉格納容器（ドライウエル）の重大事故等時における使用温度 200℃を上回る設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度と同じ 302℃とする。

2.3 管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する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。

本管を重大事故等時において使用する場合は，原子炉格納容器（ドライウエル）の重大事故等時における使用温度 200℃を上回る設計基準対象施設として使用する管の最高使用温度と同じ 302℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため，設計基準対象施設と同仕様で設計し， mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため，設計基準対象施設と同仕様で設計し， mm とする。

3.3 管の外径

本管を重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため，設計基

準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-11）は，設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-11）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。

貫 通 部 番 号		X-22		
最 高 使 用 圧 力	—	310, 620 (kPa)		8.62, 9.22 (MPa)
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200	302, 306	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	端板	管
個 数	—	1		
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-22) は、設計基準対象施設としてほう酸水注入系ポンプにより原子炉圧力容器へほう酸水を供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びにほう酸水注入系の流路として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 管の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する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>本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 9.22MPa とする。</p>				

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端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。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 306℃とする。

2.3 管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する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。

本管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 306℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 管の外径

本管を重大事故等時において使用する場合は、接続する主配管「ほう酸水注入系ポンプ～ほう酸水注入系合流部」の外径と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-22）は，設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-22）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。

貫 通 部 番 号		X-65		
最 高 使 用 圧 力	—	310, 620 (kPa)		1. 27 (MPa)
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200		
外 径	mm	□	□	□
構 成	—	スリーブ	端板	管
個 数	—	1		
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-65) は、設計基準対象施設として換気空調補機常用冷却水系ポンプにより、空調機へ冷却水を供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 管の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する管の最高使用圧力は、換気空調補機常用冷却水系配管の最高使用圧力と同じ 1. 27MPa とする。</p> <p>本管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉格納容器の重大事故等時における使用圧力 (内圧) 620kPa を上回る設計基準対象施設として使用する管の最高使用圧力と同じ 1. 27MPa とする。</p>				

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.3 管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 管の外径

本管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-65）は，設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-65）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。

貫 通 部 番 号		X-66		
最 高 使 用 圧 力	—	310, 620 (kPa)		1. 27 (MPa)
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200		
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	端板	管
個 数	—	1		
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-66) は、設計基準対象施設として換気空調補機常用冷却水系ポンプにより、空調機の冷却を行った水を排出するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 管の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する管の最高使用圧力は、換気空調補機常用冷却水系配管の最高使用圧力と同じ 1. 27MPa とする。</p> <p>本管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉格納容器の重大事故等時における使用圧力 (内圧) 620kPa を上回る設計基準対象施設として使用する管の最高使用圧力と同じ 1. 27MPa とする。</p>				

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.3 管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 管の外径

本管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-66）は，設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-66）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。

貫 通 部 番 号		X-215		
最高使用圧力	kPa	310, 620		
最高使用温度	℃	104, 200		
外 径	mm	□	□	□
構 成	—	スリーブ	端板	管
個 数	—	1		
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-215) は、設計基準対象施設として原子炉隔離時冷却系の真空ポンプの排気をサブレーションチェンバに導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 管の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p>				

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ 104℃とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ 104℃とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.3 管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する管の最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ 104℃とする。

本管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 管の外径

本管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部 (X-215) は, 設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-215) 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。

貫 通 部 番 号		X-220		
最 高 使 用 圧 力	kPa	310, 620		
最 高 使 用 温 度	℃	104, 200		
外 径	mm	□	□	□
構 成	—	スリーブ	端板	管
個 数	—	1		
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-220) は、設計基準対象施設として主蒸気隔離弁の弁グランド部からの漏洩水をサプレッションチェンバに導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 管の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ 310kPa とする。</p> <p>本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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。</p>				

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ 104℃とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ 104℃とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.3 管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する管の最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ 104℃とする。

本管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 管の外径

本管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部 (X-220) は, 設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-220) 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。

貫 通 部 番 号		X-60		
最 高 使 用 圧 力	—	310, 620 (kPa)		1.37 (MPa)
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200		
外 径	mm	□	□	□
構 成	—	スリーブ	端板	管
個 数	—	1		
<p>【設 定 根 拠】 (概要) 本貫通部 (X-60) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の機器へ純水を供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。 重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力 設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本端板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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 管の最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する管の最高使用圧力は、純水補給水系配管の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉格納容器の重大事故等時における使用圧力 (内圧) 620kPa を上回る設計基準対象施設として使用する管の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p>				

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.3 管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 管の外径

本管を重大事故等時において使用する場合は、重設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-60）は，設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-60）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。

貫 通 部 番 号		X-70		
最 高 使 用 圧 力	—	310, 620 (kPa)		0.86 (MPa)
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200		
外 径	mm	□	□	□
構 成	—	スリーブ	端板	管
個 数	—	1		
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-70) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内に設置してある計装設備に圧縮空気を供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 管の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する管の最高使用圧力は、計装用圧縮空気系配管の最高使用圧力と同じ 0.86MPa とする。</p> <p>本管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉格納容器の重大事故等時における使用圧力 (内圧) 620kPa を上回る設計基準対象施設として使用する管の最高使用圧力と同じ 0.86MPa とする。</p>				

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ171℃とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ200℃とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ171℃とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ200℃とする。

2.3 管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ171℃とする。

本管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ200℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 管の外径

本管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-70）は，設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-70）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。

貫 通 部 番 号		X-71A		
最 高 使 用 圧 力	—	310, 620 (kPa)		1.77 (MPa)
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200		
外 径	mm	□	□	□
構 成	—	スリーブ	端板	管
個 数	—	1		
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-71A) は、設計基準対象施設として高圧窒素ガス供給系より主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータに窒素を供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧設備の流路として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 管の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する管の最高使用圧力は、接続する主配管「P54-F024A～P54-F025A」の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。</p> <p>本管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉格納容器の重大事故等時における使用圧力 (内圧) 620kPa を上回る設計基準対象施設として使用する管の最高使用圧力と</p>				

同じ 1.77MPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.3 管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 管の外径

本管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基

準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部 (X-71A) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-71A) 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。

貫 通 部 番 号		X-71B		
最 高 使 用 圧 力	—	310, 620 (kPa)		1.77 (MPa)
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200		
外 径	mm	□	□	□
構 成	—	スリーブ	端板	管
個 数	—	1		
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-71B) は、設計基準対象施設として高圧窒素ガス供給系より主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータに窒素を供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧設備の流路として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 管の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する管の最高使用圧力は、接続する主配管「P54-F024B～P54-F025B」の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。</p> <p>本管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉格納容器の重大事故等時における使用圧力 (内圧) 620kPa を上回る設計基準対象施設として使用する管の最高使用圧力と</p>				

同じ 1.77MPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.3 管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 管の外径

本管を重大事故等時において使用する場合は、重設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計

基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-71B）は、設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-71B）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。

貫 通 部 番 号		X-72		
最 高 使 用 圧 力	—	310, 620 (kPa)		1.77 (MPa)
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200		
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	端板	管
個 数	—	1		
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-72) は、設計基準対象施設として高圧窒素ガス供給系より主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータへ窒素を供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧設備の流路として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 管の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する管の最高使用圧力は、接続する主配管「P54-F009～P54-F010」の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。</p> <p>本管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉格納容器の重大事故等時における使用圧力 (内圧) 620kPa を上回る設計基準対象施設として使用する管の最高使用圧力と</p>				

同じ 1.77MPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.3 管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 管の外径

本管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基

準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-72）は、設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-72）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。

貫 通 部 番 号		X-170		
最 高 使 用 圧 力	—	310, 620 (kPa)		8.62 (MPa)
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200	302	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	端板	管
個 数	—	1		
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本貫通部 (X-170) は、設計基準対象施設として原子炉冷却材の試料をサンプリング設備に送るために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 管の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する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>本管を重大事故等時において使用する場合は、原子炉格納容器の重大事故等時における使用圧力 (内圧) 620kPa を上回る設計基準対象施設として使用する管の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p>				

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は，原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端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。

本端板を重大事故等時において使用する場合は，原子炉格納容器（ドライウエル）の重大事故等時における使用温度 200℃を上回る設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度と同じ 302℃とする。

2.3 管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する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。

本管を重大事故等時において使用する場合は，原子炉格納容器（ドライウエル）の重大事故等時における使用温度 200℃を上回る設計基準対象施設として使用する管の最高使用温度と同じ 302℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため，設計基準対象施設と同仕様で設計し， mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため，設計基準対象施設と同仕様で設計し， mm とする。

3.3 管の外径

本管を重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため，設計基

準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部 (X-170) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-170) 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。

貫 通 部 番 号		X-621		
最 高 使 用 圧 力	—	310, 620 (kPa)		0.98 (MPa)
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200		
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	端板	管
個 数	—	1		
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本貫通部 (X-621) は、設計基準対象施設として高電導度廃液を移送するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 管の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する管の最高使用圧力は、放射性ドレン移送系配管の最高使用圧力と同じ 0.98MPa とする。</p> <p>本管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉格納容器の重大事故等時における使用圧力 (内圧) 620kPa を上回る設計基準対象施設として使用する管の最高使用圧力と同じ 0.98MPa とする。</p>				

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.3 管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 管の外径

本管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-621）は，設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-621）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。

貫 通 部 番 号	X-130A, X-130B, X-130C, X-130D, X-140B, X-141A, X-141B		
最高使用圧力	kPa	310, 620	
最高使用温度	℃	171, 200	302
外 径	mm		
構 成	—	スリーブ	端板
個 数	—	7	
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-130A, X-130B, X-130C, X-130D, X-140B, X-141A, X-141B) は、設計基準対象施設として、主に主蒸気系の流量を計測するため及び機器の水位を計測するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 スリーブの最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器 (ドライウエル) の使用温度と同じ 200℃ とする。</p>			

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302°Cとする。

本端板を重大事故等時において使用する場合の温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の重大事故等時における使用温度 200°Cを上回る設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度と同じ 302°Cとする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-130A, X-130B, X-130C, X-130D, X-140B, X-141A, X-141B）は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 7 個設置する。

本貫通部（X-130A, X-130B, X-130C, X-130D, X-140B, X-141A, X-141B）は、設計基準対象施設として 7 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。

貫 通 部 番 号		X-140A	
最高使用圧力	kPa	310, 620	
最高使用温度	℃	171, 200	302
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	端板
個 数	—	1	
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-140A) は、設計基準対象施設として、主に原子炉冷却材浄化系の流量を計測するため、機器の水位を計測するため及び窒素ガスの供給をするために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 スリーブの最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器 (ドライウエル) の使用温度と同じ 200℃ とする。</p>			

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302°Cとする。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、原子炉格納容器（ドライウエル）の重大事故等時における使用温度 200°Cを上回る設計基準対象施設として使用する管の最高使用圧力と同じ 302°Cとする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-140A）は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部（X-140A）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。

貫 通 部 番 号		X-146A, X-146B, X-146C, X-146D, X-160, X-162A, X-162B	
最高使用圧力	kPa	310, 620	
最高使用温度	℃	171, 200	
外 径	mm	□	□
構 成	—	スリーブ	端板
個 数	—	7	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本貫通部 (X-146A, X-146B, X-146C, X-146D) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内のドライウエル圧力を計測するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>本貫通部 (X-160) は、設計基準対象施設として核分裂生成物の濃度を測定するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>本貫通部 (X-162A, X-162B) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器雰囲気ガスの試料をサンプリング設備に送るために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p>			

1.2 端板の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ 310kPa とする。

本端板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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本端板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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-146A, X-146B, X-146C, X-146D, X-160, X-162A, X-162B）は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 7 個設置する。

本貫通部（X-146A, X-146B, X-146C, X-146D, X-160, X-162A, X-162B）は、設計基準対象施設

設として7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。

貫 通 部 番 号		X-171	
最 高 使 用 圧 力	kPa	310, 620	
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	端板
個 数	—	1	
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-171) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器雰囲気ガスの試料をサンプリング設備に送るために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 スリーブの最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器 (ドライウエル) の使用温度と同じ 200℃ とする。</p>			

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-171）は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部（X-171）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。

貫 通 部 番 号		X-177	
最 高 使 用 圧 力	kPa	310, 620	
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	端板
個 数	—	1	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本貫通部 (X-177) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器の全体漏えい率試験を行うために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 スリーブの最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器 (ドライウエル) の使用温度と同じ 200℃ とする。</p>			

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-177）は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部（X-177）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。

貫 通 部 番 号		X-321A, X-321B	
最高使用圧力	kPa	310, 620	
最高使用温度	℃	104, 200	
外 径	mm	□	□
構 成	—	スリーブ	端板
個 数	—	2	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本貫通部 (X-321A, X-321B) は, 設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバ内の圧力を計測するために設置する。また, 原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり, かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し, その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては, 重大事故等時における圧力, 温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は, 原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は, 原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 スリーブの最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は, 原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) の最高使用温度と同じ 104℃ とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器 (サブプレッションチェンバ) の使用温度と同じ 200℃ とする。</p>			

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ 104℃とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-321A, X-321B）は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 2 個設置する。

本貫通部（X-321A, X-321B）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。

貫 通 部 番 号		X-332A, X-332B	
最 高 使 用 圧 力	kPa	310, 620	
最 高 使 用 温 度	℃	104, 200	
外 径	mm	□	□
構 成	—	スリーブ	端板
個 数	—	2	
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-332A, X-332B) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器雰囲気ガスの試料をサンプリング設備に送るために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 スリーブの最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) の最高使用温度と同じ 104℃ とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器 (サブプレッションチェンバ) の使用温度と同じ 200℃ とする。</p>			

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ 104℃とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-332A, X-332B）は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 2 個設置する。

本貫通部（X-332A, X-332B）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。

貫 通 部 番 号		X-161A	
最 高 使 用 圧 力	kPa	310, 620	
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200	
外 径	mm	□	□
構 成	—	スリーブ	端板
個 数	—	1	
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-161A) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の放射線量率を計測する検出器を収納するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 スリーブの最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器 (ドライウエル) の使用温度と同じ 200℃ とする。</p>			

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-161A）は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部（X-161A）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。

貫 通 部 番 号		X-161B	
最 高 使 用 圧 力	kPa	310, 620	
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200	
外 径	mm	□	□
構 成	—	スリーブ	端板
個 数	—	1	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本貫通部 (X-161B) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の放射線量率を計測する検出器を収納するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 スリーブの最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器 (ドライウエル) の使用温度と同じ 200℃ とする。</p>			

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-161B）は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部（X-161B）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。

貫 通 部 番 号		X-331A, X-331B	
最高使用圧力	kPa	310, 620	
最高使用温度	℃	104, 200	
外 径	mm	□	□
構 成	—	スリーブ	端板
個 数	—	2	
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-331A, X-331B) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の放射線量率を計測する検出器を収納するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 スリーブの最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) の最高使用温度と同じ 104℃ とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器 (サブプレッションチェンバ) の使用温度と同じ 200℃ とする。</p>			

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ 104℃とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-331A, X-331B）は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 2 個設置する。

本貫通部（X-331A, X-331B）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。

貫 通 部 番 号		X-142A, X-142B, X-142C, X-143A, X-143B, X-143C, X-143D, X-144A, X-144B, X-144C, X-144D, X-147	
最高使用圧力	kPa	310, 620	
最高使用温度	℃	171, 200	302
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	端板
個 数	—	12	
<p>【設 定 根 拠】 (概要) 本貫通部 (X-142A, X-142B, X-142C, X-143A, X-143B, X-143C, X-143D, X-144A, X-144B, X-144C, X-144D, X-147) は, 設計基準対象施設として原子炉圧力容器内の水位及び圧力を計測するために設置する。また, 原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり, かつ, 放射性物質の拡散に対する障壁を形成し, その放射性物質の大気への放出を十分に低い量に抑制するために設置する。 重大事故等対処設備としては, 重大事故等時における圧力, 温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力 設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は, 原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。 本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は, 原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。 本端板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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 スリーブの最高使用温度 設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は, 原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。 本スリーブ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格納容器 (ドライウエル) の使用温度と同じ 200℃ とする。</p>			

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302°Cとする。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、原子炉格納容器（ドライウエル）の重大事故等時における使用温度 200°Cを上回る設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度と同じ 302°Cとする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-142A, X-142B, X-142C, X-143A, X-143B, X-143C, X-143D, X-144A, X-144B, X-144C, X-144D, X-147）は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 12 個設置する。

本貫通部（X-142A, X-142B, X-142C, X-143A, X-143B, X-143C, X-143D, X-144A, X-144B, X-144C, X-144D, X-147）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。

貫 通 部 番 号		X-142D	
最 高 使 用 圧 力	kPa	310, 620	
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200	302
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	端板
個 数	—	1	
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-142D) は、設計基準対象施設として原子炉圧力容器内の水位及び圧力を計測するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分に低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 スリーブの最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器 (ドライウエル) の使用温度と同じ 200℃ とする。</p>			

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端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。

本端板を重大事故等時において使用する場合の温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の重大事故等時における使用温度 200℃を上回る設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度と同じ 302℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-142D）は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部（X-142D）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。

貫 通 部 番 号		X-320, X-342	
最 高 使 用 圧 力	kPa	310, 620	
最 高 使 用 温 度	℃	104, 200	
外 径	mm	□	□
構 成	—	スリーブ	端板
個 数	—	2	
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-320) は、設計基準対象施設として真空破壊弁に窒素ガスを供給し、遠隔で性能検査や検査を行う系統を構成するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分に低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>本貫通部 (X-342) は、設計基準対象施設として事故後の原子炉冷却材及び格納容器雰囲気ガスをサンプリングしたのち、サプレッションチェンバへ戻すために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。</p>			

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ 104℃とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ 104℃とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-320, X-342）は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 2 個設置する。

本貫通部（X-320, X-342）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。

貫 通 部 番 号		X-322A, X-322B, X-322C, X-322D, X-322E, X-322F, X-323A, X-323B, X-323C, X-323D, X-323E, X-323F	
最高使用圧力	kPa	310, 620	
最高使用温度	℃	104, 200	
外 径	mm	□	□
構 成	—	スリーブ	端板
個 数	—	12	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本貫通部 (X-322A, X-322B, X-322C, X-322D, X-322E, X-322F, X-323A, X-323B, X-323C, X-323D, X-323E, X-323F) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内のサブプレッションプール水位を計測するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分に低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 スリーブの最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) の最高使用温度と同じ 104℃ とする。</p>			

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ 104℃とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-322A, X-322B, X-322C, X-322D, X-322E, X-322F, X-323A, X-323B, X-323C, X-323D, X-323E, X-323F）は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 12 個設置する。

本貫通部（X-322A, X-322B, X-322C, X-322D, X-322E, X-322F, X-323A, X-323B, X-323C, X-323D, X-323E, X-323F）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。

貫 通 部 番 号		X-660A, X-660B, X-660C
最 高 使 用 圧 力	kPa	310, 620
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200
外 径	mm	
構 成	—	スリーブ
個 数	—	3
<p>【設 定 根 拠】 (概要) 本貫通部 (X-660A, X-660B, X-660C) は、設計基準対象施設として移動式炉心内計装装置により出力領域モニタの校正を行うために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 スリーブの最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器 (ドライウエル) の使用温度と同じ 200℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 スリーブの外径</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。</p>		

4. 個数

本貫通部（X-660A, X-660B, X-660C）は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 3 個設置する。

本貫通部（X-660A, X-660B, X-660C）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。

貫 通 部 番 号		X-660D
最 高 使 用 圧 力	kPa	310, 620
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200
外 径	mm	
構 成	—	スリーブ
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-660D) は、設計基準対象施設として移動式炉心内計装装置により出力領域モニタの校正を行うために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 スリーブの最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器 (ドライウエル) の使用温度と同じ 200℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 スリーブの外径</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。</p>		

4. 個数

本貫通部（X-660D）は、設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-660D）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。

貫 通 部 番 号		X-650A, X-651D
最 高 使 用 圧 力	MPa	8.62
最 高 使 用 温 度	℃	302
外 径	mm	
構 成	—	スリーブ
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-650A, X-651D) は, 設計基準対象施設として原子炉圧力容器内の炉心及び原子炉冷却材再循環ポンプ付近の差圧を計測するために設置する。また, 原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり, かつ, 放射性物質の拡散に対する障壁を形成し, その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては, 重大事故等時における圧力, 温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は, 原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の圧力は, 原子炉格納容器の重大事故等時における使用圧力 (内圧) 620kPa を上回る設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 スリーブの最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は, 原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の温度は, 原子炉格納容器 (ドライウェル) の重大事故等時における使用温度 200℃ を上回る設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度と同じ 302℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 スリーブの外径</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は, 設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため,</p>		

設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-650A, X-651D）は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 2 個設置する。

本貫通部（X-650A, X-651D）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。

貫 通 部 番 号		X-650B, X-651A
最高使用圧力	MPa	8.62
最高使用温度	℃	302
外 径	mm	
構 成	—	スリーブ
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-650B, X-651A) は、設計基準対象施設として原子炉压力容器内の炉心及び原子炉冷却材再循環ポンプ付近の差圧を計測するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉格納容器の重大事故等時における使用圧力 (内圧) 620kPa を上回る設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 スリーブの最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の重大事故等時における使用温度 200℃ を上回る設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度と同じ 302℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 スリーブの外径</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、</p>		

設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-650B, X-651A）は、設計基準対象施設として各 1 個，合計 2 個設置する。

本貫通部（X-650B, X-651A）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。

貫 通 部 番 号		X-650C, X-651B
最 高 使 用 圧 力	MPa	8.62
最 高 使 用 温 度	℃	302
外 径	mm	
構 成	—	スリーブ
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-650C, X-651B) は、設計基準対象施設として原子炉压力容器内の炉心及び原子炉冷却材再循環ポンプ付近の差圧を計測するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉格納容器の重大事故等時における使用圧力 (内圧) 620kPa を上回る設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 スリーブの最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の重大事故等時における使用温度 200℃ を上回る設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度と同じ 302℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 スリーブの外径</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、</p>		

設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-650C, X-651B）は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 2 個設置する。

本貫通部（X-650C, X-651B）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。

貫 通 部 番 号		X-650D, X-651C
最 高 使 用 圧 力	MPa	8.62
最 高 使 用 温 度	℃	302
外 径	mm	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-650D, X-651C) は、設計基準対象施設として原子炉压力容器内の炉心及び原子炉冷却材再循環ポンプ付近の差圧を計測するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉格納容器の重大事故等時における使用圧力 (内圧) 620kPa を上回る設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 スリーブの最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の重大事故等時における使用温度 200℃ を上回る設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度と同じ 302℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 スリーブの外径</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、</p>		

設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-650D, X-651C）は、設計基準対象施設として各 1 個，合計 2 個設置する。

本貫通部（X-650D, X-651C）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。

貫 通 部 番 号		X-750A, X-750D
最 高 使 用 圧 力	MPa	8.62
最 高 使 用 温 度	℃	302
外 径	mm	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-750A, X-750D) は、設計基準対象施設として原子炉压力容器内の炉心及び原子炉冷却材再循環ポンプ付近の差圧を計測するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉格納容器の重大事故等時における使用圧力 (内圧) 620kPa を上回る設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 スリーブの最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の温度は、原子炉格納容器 (ドライウェル) の重大事故等時における使用温度 200℃ を上回る設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度と同じ 302℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 スリーブの外径</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、</p>		

設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-750A, X-750D）は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 2 個設置する。

本貫通部（X-750A, X-750D）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。

貫 通 部 番 号		X-750B, X-750C
最 高 使 用 圧 力	MPa	8.62
最 高 使 用 温 度	℃	302
外 径	mm	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-750B, X-750C) は、設計基準対象施設として原子炉压力容器内の炉心及び原子炉冷却材再循環ポンプ付近の差圧を計測するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉格納容器の重大事故等時における使用圧力 (内圧) 620kPa を上回る設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 スリーブの最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の重大事故等時における使用温度 200℃ を上回る設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度と同じ 302℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 スリーブの外径</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、</p>		

設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-750B, X-750C）は、設計基準対象施設として各 1 個，合計 2 個設置する。

本貫通部（X-750B, X-750C）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。

貫 通 部 番 号		X-751A, X-751D
最高使用圧力	MPa	8.62
最高使用温度	℃	302
外 径	mm	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-751A, X-751D) は、設計基準対象施設として原子炉压力容器内の炉心及び原子炉冷却材再循環ポンプ付近の差圧を計測するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉格納容器の重大事故等時における使用圧力 (内圧) 620kPa を上回る設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 スリーブの最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の重大事故等時における使用温度 200℃ を上回る設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度と同じ 302℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 スリーブの外径</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、</p>		

設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-751A, X-751D）は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 2 個設置する。

本貫通部（X-751A, X-751D）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。

貫 通 部 番 号		X-751B, X-751C
最高使用圧力	MPa	8.62
最高使用温度	℃	302
外 径	mm	
構 成	—	スリーブ
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-751B, X-751C) は、設計基準対象施設として原子炉压力容器内の炉心及び原子炉冷却材再循環ポンプ付近の差圧を計測するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉格納容器の重大事故等時における使用圧力 (内圧) 620kPa を上回る設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 スリーブの最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の温度は、原子炉格納容器 (ドライウェル) の重大事故等時における使用温度 200℃ を上回る設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度と同じ 302℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 スリーブの外径</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、</p>		

設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-751B, X-751C）は、設計基準対象施設として各 1 個，合計 2 個設置する。

本貫通部（X-751B, X-751C）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。

貫 通 部 番 号		X-680A, X-680B	
最 高 使 用 圧 力	kPa	310, 620	
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200	
外 径	mm	□	□
構 成	—	スリーブ	端板
個 数	—	2	
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-680A, X-680B) は、設計基準対象施設として運転中は原子炉格納容器バウンダリを確保するため閉止しており、将来の設備増加あるいは設置変更等により原子炉格納容器貫通部の追加に備えて設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 スリーブの最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。</p> <p>本スリーブ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</p>			

格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-680A, X-680B）は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 2 個設置する。

本貫通部（X-680A, X-680B）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。

貫 通 部 番 号		X-780A, X-780B	
最 高 使 用 圧 力	kPa	310, 620	
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200	
外 径	mm	□	□
構 成	—	スリーブ	端板
個 数	—	2	
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-780A, X-780B) は、設計基準対象施設として運転中は原子炉格納容器バウンダリを確保するため閉止しており、将来の設備増加あるいは設置変更等により原子炉格納容器貫通部の追加に備えて設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 スリーブの最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。</p> <p>本スリーブ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</p>			

格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度は，原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため，設計基準対象施設と同仕様で設計し， mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため，設計基準対象施設と同仕様で設計し， mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-780A，X-780B）は，設計基準対象施設として各 1 個，合計 2 個設置する。

本貫通部（X-780A，X-780B）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。

貫 通 部 番 号		X-100A			
最高使用圧力	kPa	310, 620			
最高使用温度	℃	171, 200			
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	—
構 成	—	スリーブ	アダプタ	ヘッド	モジュール (ボディ)
個 数	—	1			
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-100A) は、設計基準対象施設として原子炉冷却材再循環ポンプに電力を供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 アダプタの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するアダプタの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本アダプタを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 ヘッドの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するヘッドの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本ヘッドを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p>					

1.4 モジュール（ボディ）の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するモジュール（ボディ）の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ 310kPa とする。

本モジュール（ボディ）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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 アダプタの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するアダプタの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本アダプタ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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.3 ヘッドの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するヘッドの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本ヘ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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.4 モジュール（ボディ）の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するモジュール（ボディ）の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本モジュール（ボディ）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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 アダプタの外径

本アダプタを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 ヘッドの外径

本ヘッドを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部 (X-100A) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-100A) 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。

貫 通 部 番 号		X-100B, X-100E			
最 高 使 用 圧 力	kPa	310, 620			
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200			
外 径	mm	□	□	□	—
構 成	—	スリーブ	アダプタ	ヘッダ	モジュール (ボディ)
個 数	—	2			
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-100B, X-100E) は、設計基準対象施設として原子炉冷却材再循環ポンプに電力を供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 アダプタの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するアダプタの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本アダプタ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 ヘッダの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するヘッダの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本ヘッダ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p>					

1.4 モジュール（ボディ）の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するモジュール（ボディ）の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ 310kPa とする。

本モジュール（ボディ）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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 アダプタの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するアダプタの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本アダプタ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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.3 ヘッドの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するヘッドの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本ヘ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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.4 モジュール（ボディ）の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するモジュール（ボディ）の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本モジュール（ボディ）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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 アダプタの外径

本アダプタを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 ヘッドの外径

本ヘッドを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部 (X-100B, X-100E) は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 2 個設置する。

本貫通部 (X-100B, X-100E) 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。

貫 通 部 番 号		X-100C			
最高使用圧力	kPa	310, 620			
最高使用温度	℃	171, 200			
外 径	mm	□	□	□	—
構 成	—	スリーブ	アダプタ	ヘッダ	モジュール (ボディ)
個 数	—	1			
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-100C) は、設計基準対象施設として原子炉冷却材再循環ポンプに電力を供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 アダプタの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するアダプタの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本アダプタを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 ヘッダの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するヘッダの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本ヘッダを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p>					

1.4 モジュール（ボディ）の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するモジュール（ボディ）の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ 310kPa とする。

本モジュール（ボディ）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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 アダプタの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するアダプタの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本アダプタ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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.3 ヘッダの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するヘッダの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本ヘッダ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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.4 モジュール（ボディ）の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するモジュール（ボディ）の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本モジュール（ボディ）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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 アダプタの外径

本アダプタを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 ヘッドの外径

本ヘッドを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部 (X-100C) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-100C) 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。

貫 通 部 番 号		X-100D			
最 高 使 用 圧 力	kPa	310, 620			
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200			
外 径	mm	□	□	□	—
構 成	—	スリーブ	アダプタ	ヘッド	モジュール (ボディ)
個 数	—	1			
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-100D) は、設計基準対象施設として原子炉冷却材再循環ポンプに電力を供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 アダプタの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するアダプタの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本アダプタを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 ヘッドの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するヘッドの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本ヘッドを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p>					

1.4 モジュール（ボディ）の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するモジュール（ボディ）の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ 310kPa とする。

本モジュール（ボディ）を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 アダプタの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するアダプタの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本アダプタを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.3 ヘッダの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するヘッダの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本ヘッダを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.4 モジュール（ボディ）の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するモジュール（ボディ）の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本モジュール（ボディ）を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 アダプタの外径

本アダプタを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 ヘッドの外径

本ヘッドを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部 (X-100D) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-100D) 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。

貫 通 部 番 号	X-101A, X-101B, X-103B, X-104A, X-104B, X-104G, X-104H				
最 高 使 用 圧 力	kPa	310, 620			
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200			
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	—
構 成	—	スリーブ	アダプタ	ヘッダ	モジュール (ボディ)
個 数	—	7			
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-101A, X-101B, X-103B, X-104A, X-104B, X-104G, X-104H) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内に設置している機器に動力を供給するため及び計測機器からの信号を伝達するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 アダプタの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するアダプタの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本アダプタ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 ヘッダの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するヘッダの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本ヘッダ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p>					

1.4 モジュール（ボディ）の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するモジュール（ボディ）の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ 310kPa とする。

本モジュール（ボディ）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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 アダプタの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するアダプタの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本アダプタ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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.3 ヘッドの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するヘッドの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本ヘ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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.4 モジュール（ボディ）の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するモジュール（ボディ）の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本モジュール（ボディ）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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 アダプタの外径

本アダプタを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 ヘッドの外径

本ヘッドを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部 (X-101A, X-101B, X-103B, X-104A, X-104B, X-104G, X-104H) は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 7 個設置する。

本貫通部 (X-101A, X-101B, X-103B, X-104A, X-104B, X-104G, X-104H) は、設計基準対象施設として 7 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。

貫 通 部 番 号		X-101C, X-101H, X-102B			
最高使用圧力	kPa	310, 620			
最高使用温度	℃	171, 200			
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	—
構 成	—	スリーブ	アダプタ	ヘッド	モジュール (ボディ)
個 数	—	3			
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-101C, X-101H, X-102B) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内に設置している機器に動力を供給するため及び制御信号並びに計測機器からの信号を伝達するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 アダプタの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するアダプタの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本アダプタ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 ヘッドの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するヘッドの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本ヘッド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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p>					

1.4 モジュール（ボディ）の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するモジュール（ボディ）の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ 310kPa とする。

本モジュール（ボディ）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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 アダプタの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するアダプタの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本アダプタ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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.3 ヘッダの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するヘッダの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本ヘッダ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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.4 モジュール（ボディ）の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するモジュール（ボディ）の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本モジュール（ボディ）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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 アダプタの外径

本アダプタを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 ヘッドの外径

本ヘッドを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部 (X-101C, X-101H, X-102B) は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 3 個設置する。

本貫通部 (X-101C, X-101H, X-102B) 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。

貫通部番号		X-101D, X-101E, X-101F, X-101G, X-102A, X-102D, X-102E, X-102F, X-103A, X-104C, X-104D, X-104E, X-104F			
最高使用圧力	kPa	310, 620			
最高使用温度	℃	171, 200			
外径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	—
構成	—	スリーブ	アダプタ	ヘッド	モジュール (ボディ)
個数	—	13			

【設定根拠】

(概要)

本貫通部 (X-101D, X-101E, X-101F, X-101G, X-102A, X-102D, X-102E, X-102F, X-103A, X-104C, X-104D, X-104E, X-104F) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内に設置している機器に動力を供給するため及び制御信号並びに計測機器からの信号を伝達するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力

1.1 スリーブの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。

本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。

1.2 アダプタの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するアダプタの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。

本アダプタ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。

1.3 ヘッドの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するヘッドの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。

本ヘッド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格

納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。

1.4 モジュール（ボディ）の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するモジュール（ボディ）の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ 310kPa とする。

本モジュール（ボディ）を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 アダプタの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するアダプタの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本アダプタを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.3 ヘッダの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するヘッダの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本ヘッダを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.4 モジュール（ボディ）の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するモジュール（ボディ）の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本モジュール（ボディ）を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 アダプタの外径

本アダプタを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 ヘッドの外径

本ヘッドを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部 (X-101D, X-101E, X-101F, X-101G, X-102A, X-102D, X-102E, X-102F, X-103A, X-104C, X-104D, X-104E, X-104F) は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 13 個設置する。

本貫通部 (X-101D, X-101E, X-101F, X-101G, X-102A, X-102D, X-102E, X-102F, X-103A, X-104C, X-104D, X-104E, X-104F) は、設計基準対象施設として 13 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。

貫 通 部 番 号		X-102C, X-103D			
最高使用圧力	kPa	310, 620			
最高使用温度	℃	171, 200			
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	—
構 成	—	スリーブ	アダプタ	ヘッド	モジュール (ボディ)
個 数	—	2			
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-102C, X-103D) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内に設置している機器の制御信号及び計測機器からの信号を伝達するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 アダプタの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するアダプタの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本アダプタを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 ヘッドの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するヘッドの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本ヘッドを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p>					

1.4 モジュール（ボディ）の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するモジュール（ボディ）の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ 310kPa とする。

本モジュール（ボディ）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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 アダプタの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するアダプタの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本アダプタ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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.3 ヘッドの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するヘッドの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本ヘ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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.4 モジュール（ボディ）の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するモジュール（ボディ）の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本モジュール（ボディ）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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 アダプタの外径

本アダプタを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 ヘッドの外径

本ヘッドを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部 (X-102C, X-103D) は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 2 個設置する。

本貫通部 (X-102C, X-103D) 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。

貫 通 部 番 号		X-102G			
最 高 使 用 圧 力	kPa	310, 620			
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200			
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	—
構 成	—	スリーブ	アダプタ	ヘッド	モジュール (ボディ)
個 数	—	1			
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-102G) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内に設置している機器に動力を供給するため及び制御信号並びに計測機器からの信号を伝達するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 アダプタの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するアダプタの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本アダプタ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 ヘッドの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するヘッドの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本ヘッド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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p>					

1.4 モジュール（ボディ）の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するモジュール（ボディ）の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ 310kPa とする。

本モジュール（ボディ）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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 アダプタの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するアダプタの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本アダプタ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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.3 ヘッダの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するヘッダの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本ヘッダ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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.4 モジュール（ボディ）の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するモジュール（ボディ）の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本モジュール（ボディ）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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 アダプタの外径

本アダプタを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 ヘッドの外径

本ヘッドを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部 (X-102G) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-102G) 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。

貫 通 部 番 号		X-103C			
最高使用圧力	kPa	310, 620			
最高使用温度	℃	171, 200			
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	—
構 成	—	スリーブ	アダプタ	ヘッド	モジュール (ボディ)
個 数	—	1			
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-103C) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内に設置している計測機器からの信号を記録計へ伝達するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 アダプタの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するアダプタの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本アダプタ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 ヘッドの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するヘッドの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本ヘッド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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p>					

1.4 モジュール（ボディ）の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するモジュール（ボディ）の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ 310kPa とする。

本モジュール（ボディ）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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 アダプタの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するアダプタの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本アダプタ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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.3 ヘッダの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するヘッダの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本ヘッダ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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.4 モジュール（ボディ）の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するモジュール（ボディ）の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本モジュール（ボディ）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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 アダプタの外径

本アダプタを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 ヘッドの外径

本ヘッドを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部 (X-103C) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-103C) 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。

貫通部番号		X-103E			
最高使用圧力	kPa	310, 620			
最高使用温度	℃	171, 200			
外径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	—
構成	—	スリーブ	アダプタ	ヘッド	モジュール (ボディ)
個数	—	1			

【設定根拠】

(概要)

本貫通部 (X-103E) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内に設置している計測機器からの信号を記録計へ伝達するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力

1.1 スリーブの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。

本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。

1.2 アダプタの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するアダプタの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。

本アダプタ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。

1.3 ヘッドの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するヘッドの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。

本ヘッド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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。

1.4 モジュール（ボディ）の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するモジュール（ボディ）の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ 310kPa とする。

本モジュール（ボディ）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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 アダプタの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するアダプタの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本アダプタ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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.3 ヘッダの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するヘッダの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本ヘッダ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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.4 モジュール（ボディ）の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するモジュール（ボディ）の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本モジュール（ボディ）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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 アダプタの外径

本アダプタを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 ヘッドの外径

本ヘッドを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部 (X-103E) は、設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部 (X-103E) 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。

貫 通 部 番 号		X-105A, X-105B, X-105C, X-105D			
最 高 使 用 圧 力	kPa	310, 620			
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200			
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	—
構 成	—	スリーブ	アダプタ	ヘッド	モジュール (ボディ/プラグ)
個 数	—	4			
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-105A, X-105B, X-105C, X-105D) は、設計基準対象施設として原子炉圧力容器内に配置した中性子測定モニタからのデータを記録計へ伝達するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の 대기への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 アダプタの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するアダプタの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本アダプタ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 ヘッドの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するヘッドの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本ヘッド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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p>					

1.4 モジュール（ボディ／プラグ）の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するモジュール（ボディ／プラグ）の最高使用圧力は，原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ310kPaとする。

本モジュール（ボディ／プラグ）を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）と同じ620kPaとする。

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は，原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ171℃とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ200℃とする。

2.2 アダプタの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するアダプタの最高使用温度は，原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ171℃とする。

本アダプタを重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ200℃とする。

2.3 ヘッダの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するヘッダの最高使用温度は，原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ171℃とする。

本ヘッダを重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ200℃とする。

2.4 モジュール（ボディ／プラグ）の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するモジュール（ボディ／プラグ）の最高使用温度は，原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ171℃とする。

本モジュール（ボディ／プラグ）を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ200℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、mm とする。

3.2 アダプタの外径

本アダプタを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、mm とする。

3.3 ヘッドの外径

本ヘッドを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、mm とする。

4. 個数

本貫通部 (X-105A, X-105B, X-105C, X-105D) は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 4 個設置する。

本貫通部 (X-105A, X-105B, X-105C, X-105D) 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。

貫 通 部 番 号		X-110	
最 高 使 用 圧 力	kPa	310, 620	
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	端板
個 数	—	1	
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-110) は、設計基準対象施設として運転中は原子炉格納容器バウンダリを確保するため閉止しており、将来の設備増加あるいは設置変更等により原子炉格納容器貫通部の追加に備えて設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 スリーブの最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器 (ドライウエル) の使用温度と同じ 200℃ とする。</p>			

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-110）は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部（X-110）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。

貫 通 部 番 号		X-111	
最 高 使 用 圧 力	kPa	310, 620	
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200	
外 径	mm	□	□
構 成	—	スリーブ	端板
個 数	—	1	
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-111) は、設計基準対象施設として運転中は原子炉格納容器バウンダリを確保するため閉止しており、将来の設備増加あるいは設置変更等により原子炉格納容器貫通部の追加に備えて設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 スリーブの最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。</p>			

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-111）は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部（X-111）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。

貫 通 部 番 号		X-112	
最 高 使 用 圧 力	kPa	310, 620	
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200	
外 径	mm	□	□
構 成	—	スリーブ	端板
個 数	—	1	
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-112) は、設計基準対象施設として運転中は原子炉格納容器バウンダリを確保するため閉止しており、将来の設備増加あるいは設置変更等により原子炉格納容器貫通部の追加に備えて設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 端板の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ 310kPa とする。</p> <p>本端板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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 スリーブの最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃ とする。</p>			

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する端板の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ 200℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 端板の外径

本端板を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部（X-112）は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部（X-112）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。

貫 通 部 番 号		X-300A, X-300B			
最 高 使 用 圧 力	kPa	310, 620			
最 高 使 用 温 度	℃	104, 200			
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	—
構 成	—	スリーブ	アダプタ	ヘッド	モジュール (ボディ)
個 数	—	2			
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本貫通部 (X-300A, X-300B) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内に設置している機器の制御信号及び計測機器からの信号を伝達するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 スリーブの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本スリーブ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.2 アダプタの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するアダプタの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本アダプタ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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p> <p>1.3 ヘッドの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するヘッドの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) と同じ 310kPa とする。</p> <p>本ヘッド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格納容器の使用圧力 (内圧) と同じ 620kPa とする。</p>					

1.4 モジュール（ボディ）の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するモジュール（ボディ）の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ 310kPa とする。

本モジュール（ボディ）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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 スリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ 104℃ とする。

本スリーブ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格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 アダプタの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するアダプタの最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ 104℃ とする。

本アダプタ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格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.3 ヘッドの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するヘッドの最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ 104℃ とする。

本ヘ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格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.4 モジュール（ボディ）の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するモジュール（ボディ）の最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ 104℃ とする。

本モジュール（ボディ）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格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径

3.1 スリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 アダプタの外径

本アダプタを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 ヘッドの外径

本ヘッドを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

4. 個数

本貫通部 (X-300A, X-300B) は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 2 個設置する。

本貫通部 (X-300A, X-300B) は、設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

3. 原子炉建屋

3.1 原子炉建屋原子炉棟

名 称		原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）
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>原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）は，設計基準対象施設として放射性物質の拡散に対する障壁を形成し，放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制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格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（非常用ガス処理系）として使用する原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）は，以下の機能を有する。</p> <p>原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）は，炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員が原子炉制御室にとどまるために設置する。</p> <p>系統構成は，炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内から原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に漏えいした放射性物質を，非常用ガス処理系にて排気することにより中央制御室の運転員の被ばくを低減するため，原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）を流路として使用できる設計とする。</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うち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（水素濃度抑制系）として使用する原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）は，以下の機能を有する。</p> <p>原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）は，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合に，水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は，炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内から原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に水素が漏えいした場合において，水素爆発を防止するために設置する静的触媒式水素再結合器へ水素を導くため，原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）を流路として使用できる設計とする。</p>		

1. 個数

原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）は，設計基準対象施設として放射性物質の拡散に対する障壁を形成し，放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために1個設置する。

原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）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）

- ・原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の設計気密度について

原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）は放射性物質の大気への放出を低い量に抑制するために，63Paの負圧環境下における原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の空間容積に対する空気漏えい率を50%/dとする。

この空間容積に対する空気漏えい率は先行プラントの実績に基づいた値である。

3.2 機器搬出入口

名 称		原子炉建屋機器搬出入口
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>原子炉建屋機器搬出入口は、設計基準対象施設として原子炉建屋内における点検、補修作業等の際に機器、資材等を搬出入するために設置する。また、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制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格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（非常用ガス処理系）として使用する原子炉建屋機器搬出入口は、以下の機能を有する。</p> <p>原子炉建屋機器搬出入口は、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員が原子炉制御室にとどまるために設置する。</p> <p>系統構成は、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内から原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に漏えいした放射性物質を、非常用ガス処理系にて排気することにより中央制御室の運転員の被ばくを低減するため、流路として使用する原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の一部として原子炉建屋機器搬出入口を使用できる設計とする。</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うち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（水素濃度抑制系）として使用する原子炉建屋機器搬出入口は、以下の機能を有する。</p> <p>原子炉建屋機器搬出入口は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合に、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内から原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に水素が漏えいした場合において、水素爆発を防止するために設置する静的触媒式水素再結合器へ水素を導くため、流路として使用する原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の一部として原子炉建屋機器搬出入口を使用できる設計とする。</p>		

1. 個数

原子炉建屋機器搬出入口は，設計基準対象施設として1個設置する。

原子炉建屋機器搬出入口は，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。

3.3 エアロック

名 称		原子炉建屋エアロック
個 数	—	4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 原子炉建屋エアロックは、設計基準対象施設として原子炉建屋内における点検、補修作業等の際に使用するために設置する。また、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、放射性物質の大气への放出を十分低い量に抑制するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（非常用ガス処理系）として使用する原子炉建屋エアロックは、以下の機能を有する。 原子炉建屋エアロックは、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員が原子炉制御室にとどまるために設置する。 系統構成は、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内から原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に漏えいした放射性物質を、非常用ガス処理系にて排気することにより中央制御室の運転員の被ばくを低減するため、流路として使用する原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の一部として原子炉建屋エアロックを使用できる設計とする。 重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（水素濃度抑制系）として使用する原子炉建屋エアロックは、以下の機能を有する。 原子炉建屋エアロックは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合に、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために設置する。 系統構成は、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内から原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に水素が漏えいした場合において、水素爆発を防止するために設置する静的触媒式水素再結合器へ水素を導くため、流路として使用する原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の一部として原子炉建屋エアロックを使用できる設計とする。 <p>1. 個数 原子炉建屋エアロックは、設計基準対象施設として4個設置する。 原子炉建屋エアロックは、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</p>		

設備として使用する。

4. 圧力低減設備その他の安全設備

4.1 真空破壊装置

名 称		真空破壊弁
個 数	—	8
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 真空破壊弁は、設計基準対象施設としてドライウエル圧力がサブプレッションチェンバ圧力より低下した場合に、圧力差により自動的に働き、サブプレッションチェンバのプール水逆流並びにドライウエルとサブプレッションチェンバの差圧によるダイヤフラムフロア及び原子炉圧力容器基礎の破損を防止するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備（真空破壊装置）として使用する真空破壊弁は、以下の機能を有する。 真空破壊弁は、発電用原子炉施設の安全性を確保する上で機器に作用する圧力の過度の上昇を適切に防止するために設置する。 系統構成は、想定される重大事故等時において、ドライウエル圧力がサブプレッションチェンバ圧力より低下した場合に、圧力差により自動的に働き、サブプレッションチェンバのプール水逆流並びにドライウエルとサブプレッションチェンバの差圧によるダイヤフラムフロア及び原子炉圧力容器基礎の破損を防止できる設計とする。 <p>1. 個数 真空破壊弁は、設計基準対象施設としてドライウエル圧力がサブプレッションチェンバ圧力より低下した場合に、ドライウエルとサブプレッションチェンバの圧力を均一にしてドライウエルの負圧による破壊を防止するために必要な個数である8個設置する。 真空破壊弁は、設計基準対象施設として8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。 なお、真空破壊装置の必要個数についてはVI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に示す。</p>		

4.2 ベント管

名 称			ベント管
最高使用圧力 (設計差圧)	内 圧	kPa	173
	外 圧	kPa	14
最高使用温度		℃	171, 200
個 数	垂直管	—	10
	水平吐 出管	—	30
	底部閉 止板	—	10

【設 定 根 拠】

(概要)

・設計基準対象施設

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として使用するベント管は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時にドライウエルに放出される蒸気をドライウエルからサプレッションチェンバのプール水中に導き、ここで蒸気を凝縮させるために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として使用するベント管は、以下の機能を有する。

ベント管は、重大事故等対処設備として原子炉冷却材喪失時にドライウエルに放出される蒸気をドライウエルからサプレッションチェンバのプール水中に導き、ここで蒸気を凝縮させるために設置する。

1. 最高使用圧力

1.1 内圧 173kPa

設計基準対象施設として使用するベント管の最高使用圧力（内圧）は、VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の「4.2.1 圧力及び温度に関する設計条件」に記載のとおり、原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器の過渡解析の結果、ドライウエルとサプレッションチェンバの最大差圧が144kPaとなることから、これを上回る圧力としてABWRプラント標準のダイヤフラムフロアの設計差圧と同じ173kPaとする。

ベント管を重大事故等時において使用する場合の圧力（内圧）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）のうち、ドライウエル又はサプレッションチェンバで急激な圧力変動が生じる格納容器破損モードである雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）の評価事故シーケンス「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」におけるブローダウン時及

び原子炉格納容器ベント後のドライウェルとサプレッションチェンバの差圧を基に決定する。

ブローダウン時に生じる差圧については、原子炉圧力容器内保有水量の初期低下が最大となる残留熱除去系吸込配管破断事故を考慮しても、ドライウェルとサプレッションチェンバ間の差圧が 144kPa を超えないことを確認している。

また、サプレッションチェンバ側から原子炉格納容器ベントを実施した後にドライウェルとサプレッションチェンバ間に発生しうる最大差圧は約 136kPa*1 である。

以上より、ベント管を重大事故等時において使用する場合の圧力（内圧）は、ブローダウン時及び原子炉格納容器ベント後に発生しうる最大差圧を上回る、設計基準対象施設と同仕様の 173kPa とする。

注記*1：原子炉格納容器ベント後にドライウェルとサプレッションチェンバ間に発生する差圧はベント管内水位とサプレッションプール水位の水頭圧差を基に設定する。

ベント管内水位：3.15m（ベント管吹出口最上段下端）

サプレッションプール水位：16.95m（格納容器ベント配管下端）

ベント管内水位とサプレッションプール水位の水頭圧差：約 136kPa（水位差が 13.8m の場合の水頭圧差）

1.2 外圧 14kPa

設計基準対象施設として使用するベント管の最高使用圧力（外圧）は、真空破壊弁の容量が、ドライウェルとサプレッションチェンバの差圧を 14kPa 以下に抑えるように設定されていることから 14kPa とする。

ベント管を重大事故等時において使用する場合の圧力（外圧）は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設として使用するベント管の使用圧力と同じ 14kPa とする。

なお、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資料十）のうち、ドライウェル又はサプレッションチェンバで急激な圧力変動が生じる格納容器破損モードである雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）の評価事故シーケンス「大破断 LOCA+ ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」における原子炉格納容器ベント実施前に真空破壊弁が水没した場合は、ベント管も同様に水没しているため、ベント管の設計差圧（外圧）は 0kPa となり、設計基準対象施設として使用するベント管の使用圧力以下となる。

2. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用するベント管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウェル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

ベント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格納容器（ドライウェル）の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 個数

ベント管は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時にドライウエルに放出される蒸気をドライウエルからサプレッションチェンバのプール水中に導き、ここで蒸気を凝縮させるために必要な個数である垂直管 10 個，水平吐出管 30 個，底部閉止板 10 個を設置する。

ベント管は、設計基準対象施設として垂直管 10 個，水平吐出管 30 個，底部閉止板 10 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。

なお、ベント管の必要個数についてはVI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に示す。

4.3 原子炉格納容器安全設備

4.3.1 格納容器スプレイ冷却系

4.3.1.1 主配管

名 称		原子炉格納容器スプレイ管（ドライウエル側）
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	171, 200
外 径	mm	216.3
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、設計基準対象施設として、残留熱除去系ポンプ(B), (C)によりサブプレッションチェンバのプール水をドライウエル内にスプレイするために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、残留熱除去系ポンプ(B), (C)によりサブプレッションチェンバのプール水をドライウエル内にスプレイするため、復水移送ポンプにより復水貯蔵槽の水をドライウエル内にスプレイするため及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により代替淡水源の水をドライウエル内にスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、接続する残留熱除去系主配管「ドライウエルスプレイモード(B)分岐部～原子炉格納容器スプレイ管（ドライウエル側）」及び「ドライウエルスプレイモード(C)分岐部～原子炉格納容器スプレイ管（ドライウエル側）」の最高使用圧力と同じ 3.43MPa とする。</p> <p>本配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主配管「ドライウエルスプレイモード(B)分岐部～原子炉格納容器スプレイ管（ドライウエル側）」及び「ドライウエルスプレイモード(C)分岐部～原子炉格納容器スプレイ管（ドライウエル側）」の使用圧力と同じ 3.43MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の重大事故等時における使用温度と同じ 200℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、使用するポンプの中で容量が最大と</p>		

なる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径はメーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設定し、216.3mm とする。

名 称		原子炉格納容器スプレイ管 (サブプレッションチェンバ側)
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	104, 200
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、設計基準対象施設として、残留熱除去系ポンプ(B), (C)によりサブプレッションチェンバのプール水をサブプレッションチェンバにスプレイするために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、残留熱除去系ポンプ(B), (C)によりサブプレッションチェンバのプール水をサブプレッションチェンバにスプレイするため、復水移送ポンプにより復水貯蔵槽の水をサブプレッションチェンバにスプレイするため及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) により代替淡水源の水をサブプレッションチェンバにスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、接続する残留熱除去系主配管「サブプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部～原子炉格納容器スプレイ管 (サブプレッションチェンバ側)」及び「残留熱除去系配管 (C) 燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部～原子炉格納容器スプレイ管 (サブプレッションチェンバ側)」の最高使用圧力と同じ 3.43MPa とする。</p> <p>本配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主配管「サブプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部～原子炉格納容器スプレイ管 (サブプレッションチェンバ側)」及び「残留熱除去系配管 (C) 燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部～原子炉格納容器スプレイ管 (サブプレッションチェンバ側)」の使用圧力と同じ 3.43MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) の最高使用温度と同じ 104℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) の重大事故等時における使用温度と同じ 200℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径はメーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設定し、114.3mm とする。</p>		

4.3.2 格納容器下部注水系

4.3.2.1 主配管

名 称		復水補給水系(A)外部注水配管合流部～下部ドライウエル
最高使用圧力	MPa	2.0
	kPa	620
最高使用温度	℃	85, 200
外 径	mm	216.3, 114.3

【設 定 根 拠】

(概要)

本配管は、復水補給水系(A)外部注水配管合流部と下部ドライウエルを接続する配管であり、重大事故等対処設備として復水移送ポンプにより復水貯蔵槽の水を原子炉格納容器内へ注水するため及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により代替淡水源の水を原子炉格納容器内へ注水するために設置する。

1. 最高使用圧力

1.1 最高使用圧力 2.0MPa

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、

2.0MPa とする。

1.2 最高使用圧力 620kPa

本配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格納容器の使用圧力(内圧)と同じ620kPaとする。

2. 最高使用温度

2.1 最高使用温度 85℃

本配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復水移送ポンプの代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。

2.2 最高使用温度 200℃

本配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格納容器(ドライウエル)の使用温度と同じ200℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から淡水又は海水を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、216.3mm, 114.3mmとする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準 流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138	<input type="text"/>	0.8	<input type="text"/>
114.3	6.0	100	0.00822	<input type="text"/>	3.0	<input type="text"/>

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

4.3.3 原子炉建屋放水設備

4.3.3.1 ポンプ

名 称		大容量送水車（原子炉建屋放水設備用） （7号機設備，6,7号機共用）	
容 量	m ³ /h	□以上(900)	
吐 出 圧 力	MPa	□以上(1.25)	
最高使用圧力	MPa	□	
最高使用温度	℃	□	
原 動 機 出 力	kW	□	
個 数	—	1	
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（原子炉建屋放水設備）として使用する大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は、以下の機能を有する。</p> <p>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。</p> <p>系統構成は、大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する場合には、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水できる設計とする。放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。</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うち原子炉格納容器安全設備（原子炉建屋放水設備）として使用する大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は、以下の機能を有する。</p> <p>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。</p> <p>系統構成は、大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する場合には、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水できる設計とする。また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための重大事故等対処設備として使用する場合には、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び泡原液混合装置により海水と泡消火薬剤を混合しながら、ホースを経由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。</p>			

なお、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の吐出圧力，最高使用圧力，最高使用温度，原動機出力及び個数の設定根拠については令和2年10月14日付け原規規発第2010147号にて認可された柏崎刈羽原子力発電所第7号機的设计及び工事の計画のV-1-1-5-7「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）」による。

1. 容量

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）を重大事故等時において使用する場合は、原子炉建屋屋上へ放水できる容量を基に設定する。

大気への放射性物質の拡散を抑制するために必要となる大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の容量は、図1、図2及び図3に示す通り、 m³/h で原子炉建屋東側又は北側から放水することにより原子炉建屋屋上へ網羅的な放水が可能である。また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するために必要となる大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の容量についても、図4、図5及び図6に示す通り、 m³/h で原子炉建屋東側又は北側から放水することにより原子炉建屋屋上へ網羅的な放水が可能である。

以上より、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の容量は、 m³/h 以上とする。

公称値については、要求される容量以上である 900m³/h とする。

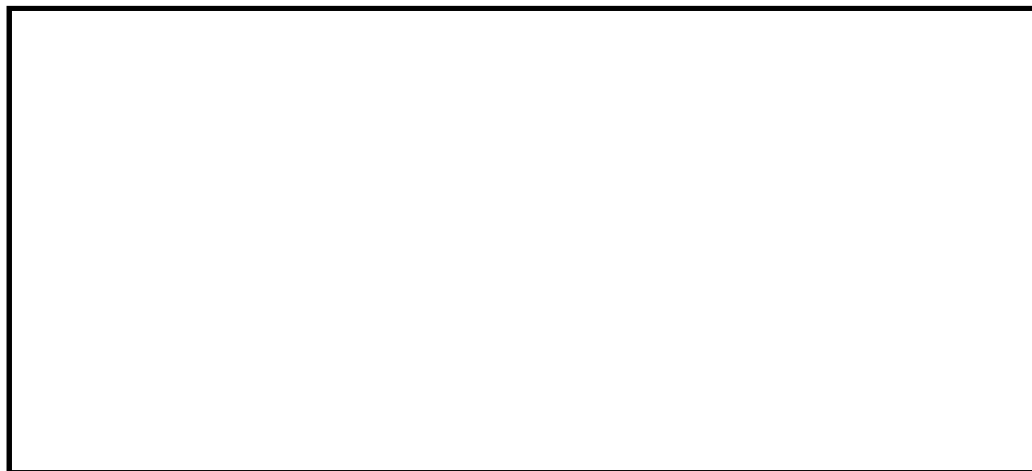


図1 原子炉建屋東側から原子炉建屋屋上（地上高さ 37.7m）への放水曲線
（放射性物質拡散抑制として使用する場合）

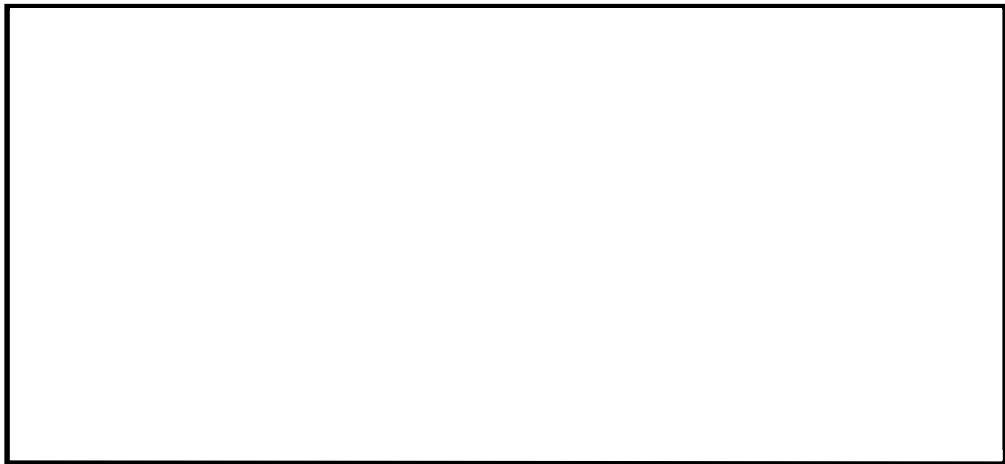


図2 原子炉建屋東側から原子炉建屋屋上（地上高さ 26.2m）への放水曲線
（放射性物質拡散抑制として使用する場合）

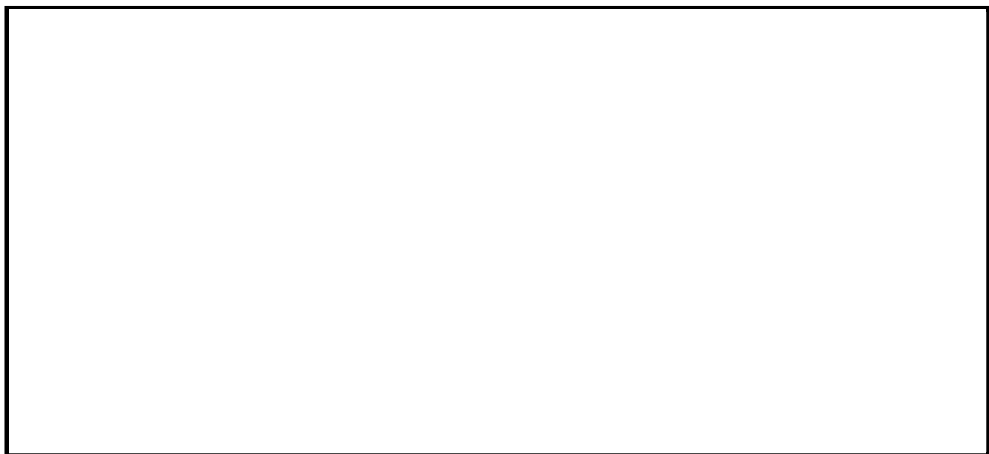


図3 原子炉建屋北側からの放水曲線（放射性物質拡散抑制として使用する場合）



図4 原子炉建屋東側から原子炉建屋屋上（地上高さ 37.7m）への放水曲線
（航空機燃料火災への対応として使用する場合）



図5 原子炉建屋東側から原子炉建屋屋上（地上高さ 26.2m）への放水曲線
（航空機燃料火災への対応として使用する場合）

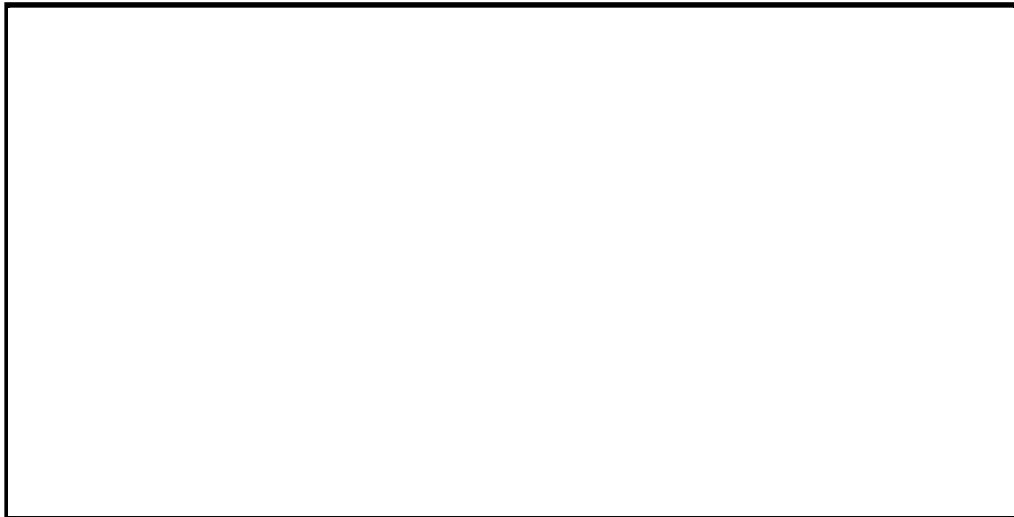


図6 原子炉建屋北側からの放水曲線（航空機燃料火災への対応として使用する場合）

注記：放水曲線の色は放水砲の角度を示す。

4.3.4 代替循環冷却系

4.3.4.1 主配管

名 称		代替循環冷却配管残留熱除去系(B)分岐部 ～ E11-F071																																
最高使用圧力	MPa	3.43																																
最高使用温度	℃	182																																
外 径	mm	165.2																																
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、代替循環冷却配管残留熱除去系(B)分岐部とE11-F071を接続する配管であり、重大事故等対処設備として残留熱除去系熱交換器(B)で冷却したサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水及び原子炉格納容器へスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 本配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残留熱除去系ポンプの吐出側の使用圧力と同じ3.43MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 本配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残留熱除去系ポンプの使用温度と同じ182℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、復水移送ポンプへ供給される配管であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2mmとする。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>外径</th> <th>厚さ</th> <th>呼び径</th> <th>流路面積</th> <th>流量</th> <th>流速*</th> <th>標準流速</th> </tr> <tr> <th>A</th> <th>B</th> <th>(A)</th> <th>C</th> <th>D</th> <th>E</th> <th>(m/s)</th> </tr> <tr> <th>(mm)</th> <th>(mm)</th> <th>(A)</th> <th>(m²)</th> <th>(m³/h)</th> <th>(m/s)</th> <th>(m/s)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>165.2</td> <td>7.1</td> <td>150</td> <td>0.01791</td> <td><input type="text"/></td> <td><input type="text"/></td> <td>～<input type="text"/></td> </tr> </tbody> </table> <p>注記* : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。</p> $C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$ $E = \frac{D}{3600 \cdot C}$							外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*	標準流速	A	B	(A)	C	D	E	(m/s)	(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(m ³ /h)	(m/s)	(m/s)	165.2	7.1	150	0.01791	<input type="text"/>	<input type="text"/>	～ <input type="text"/>
外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*	標準流速																												
A	B	(A)	C	D	E	(m/s)																												
(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(m ³ /h)	(m/s)	(m/s)																												
165.2	7.1	150	0.01791	<input type="text"/>	<input type="text"/>	～ <input type="text"/>																												

名 称		E11-F071 ～ 代替循環冷却配管高圧炉心注水系(B)合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	165.2, 216.3

【設 定 根 拠】

(概要)

本配管は、E11-F071 と代替循環冷却配管高圧炉心注水系(B)合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、残留熱除去系熱交換器(B)で冷却したサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水及び原子炉格納容器へスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

本配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復水移送ポンプ吸込配管の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

本配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復水移送ポンプの代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、復水移送ポンプへ供給される配管であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2 mm, 216.3 mmとする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791	<input type="text"/>	<input type="text"/>	～ <input type="text"/>
216.3	8.2	200	0.03138	<input type="text"/>	<input type="text"/>	～ <input type="text"/>

注記* : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

4.4 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備

4.4.1 非常用ガス処理系

4.4.1.1 加熱器

名 称		非常用ガス処理系乾燥装置
容 量	—	—
最高使用圧力	kPa	14
最高使用温度	℃	120
個 数	—	2

【設 定 根 拠】

(概要)

・設計基準対象施設

非常用ガス処理系乾燥装置は、設計基準対象施設として、放射性物質の放出を伴う事故時に原子炉格納容器等から漏えいした放射性物質からよう素を除去し、環境に放出される核分裂生成物を減少させるために設置する非常用ガス処理系フィルタ装置の湿分による効率低下を防止するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉格納施設のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（非常用ガス処理系）として使用する非常用ガス処理系乾燥装置は、以下の機能を有する。

非常用ガス処理系乾燥装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員が原子炉制御室にとどまるために設置する。

系統構成は、非常用ガス処理系乾燥装置を流路として、非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に漏えいした放射性物質を含む気体を主排気筒（内筒）から排気することで、中央制御室の運転員の被ばくを低減することができる設計とする。

1. 最高使用圧力

設計基準対象施設の原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として使用する非常用ガス処理系乾燥装置の最高使用圧力は、主配管「非常用ガス処理系不活性ガス配管合流部～非常用ガス処理系乾燥装置」の最高使用圧力と同じ14kPaとする。

非常用ガス処理系乾燥装置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同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、14kPaとする。

2. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する非常用ガス処理系乾燥装置の最高使用温度は、非常用ガス処理系乾燥装置の入口温度に乾燥装置内での温度上昇を基に設定する。

非常用ガス処理系乾燥装置の入口温度を原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の原子炉格納容器外の最高雰囲気温度 66℃に余裕をとり大気圧の飽和温度である 100℃とし、乾燥装置内の温度上昇を計算値約 8℃に余裕をみて 20℃とし、上流の最高使用温度に加え 120℃とする。

非常用ガス処理系乾燥装置を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、120℃とする。

3. 個数

非常用ガス処理系乾燥装置は、設計基準対象施設として放射性よう素・粒子状放射性物質が直接大気へ放出されることを防止し、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内を負圧に維持するために必要な個数として A 系、B 系にそれぞれ 1 個設置し、合計 2 個設置する。

非常用ガス処理系乾燥装置は、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。

4.4.1.2 主配管

名 称		原子炉建屋原子炉区域 ～ 原子炉建屋原子炉区域入口配管分岐部
最高使用圧力	kPa	14
最高使用温度	℃	100
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、原子炉建屋原子炉区域と原子炉建屋原子炉区域入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として、放射性物質の放出を伴う事故時に原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の空気を非常用ガス処理系フィルタ装置に通し、排気中の放射性よう素・粒子状放射性物質が直接大気へ放出されることを防止し、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内を負圧に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の放射性物質を含む気体を主排気筒（内筒）から排気するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器からの吸込配管が接続するため、原子炉格納容器設計外圧と同じ14kPaとする。</p> <p>本配管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同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、14kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の原子炉格納容器外の最高雰囲気温度66℃に余裕をとり大気圧の飽和温度である100℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、100℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する非常用ガス</p>		

処理系の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系排風機の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm とする。

名 称		原子炉建屋原子炉区域入口配管分岐部 ～ 非常用ガス処理系不活性ガス配管合流部
最高使用圧力	kPa	14
最高使用温度	℃	100
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、原子炉建屋原子炉区域入口配管分岐部と非常用ガス処理系不活性ガス配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として、放射性物質の放出を伴う事故時に原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の空気を非常用ガス処理系フィルタ装置に通し、排気中の放射性よう素・粒子状放射性物質が直接大気へ放出されることを防止し、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内を負圧に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、炉心の非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の放射性物質を含む気体を主排気筒（内筒）から排気するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器からの吸込配管が接続するため、原子炉格納容器設計外圧と同じ14kPaとする。</p> <p>本配管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同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、14kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の原子炉格納容器外の最高雰囲気温度66℃に余裕をとり大気圧の飽和温度である100℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、100℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系排風機の容量が</p>		

設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm とする。

名 称		非常用ガス処理系不活性ガス配管合流部 ～ 非常用ガス処理系乾燥装置(A)
最高使用圧力	kPa	14
最高使用温度	℃	100
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、非常用ガス処理系不活性ガス配管合流部と非常用ガス処理系乾燥装置(A)を接続する配管であり、設計基準対象施設として、放射性物質の放出を伴う事故時に原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の空気を非常用ガス処理系フィルタ装置に通し、排気中の放射性よう素・粒子状放射性物質が直接大気へ放出されることを防止し、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内を負圧に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の放射性物質を含む気体を主排気筒（内筒）から排気するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器からの吸込配管が接続するため、原子炉格納容器設計外圧と同じ14kPaとする。</p> <p>本配管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同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、14kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の原子炉格納容器外の最高雰囲気温度66℃に余裕をとり大気圧の飽和温度である100℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、100℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系排風機の容量が</p>		

設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm とする。

名 称		原子炉建屋原子炉区域入口配管分岐部 ～ 非常用ガス処理系乾燥装置(B)
最高使用圧力	kPa	14
最高使用温度	℃	100
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、原子炉建屋原子炉区域入口配管分岐部と非常用ガス処理系乾燥装置(B)を接続する配管であり、設計基準対象施設として、放射性物質の放出を伴う事故時に原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の空気を非常用ガス処理系フィルタ装置に通し、排気中の放射性よう素・粒子状放射性物質が直接大気へ放出されることを防止し、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内を負圧に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の放射性物質を含む気体を主排気筒（内筒）から排気するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器からの吸込配管が接続するため、原子炉格納容器設計外圧と同じ14kPaとする。</p> <p>本配管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同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、14kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の原子炉格納容器外の最高雰囲気温度66℃に余裕をとり大気圧の飽和温度である100℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、100℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系排風機の容量が</p>		

設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm とする。

名 称		非常用ガス処理系乾燥装置(A)及び(B) ～ 非常用ガス処理系排風機	
最高使用圧力	kPa	14	
最高使用温度	℃	120	
外 径	mm	267.4, 	
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、非常用ガス処理系乾燥装置(A)及び(B)と非常用ガス処理系排風機を接続する配管であり、設計基準対象施設として、放射性物質の放出を伴う事故時に原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の空気を非常用ガス処理系フィルタ装置に通し、排気中の放射性よう素・粒子状放射性物質が直接大気へ放出されることを防止し、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内を負圧に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の放射性物質を含む気体を主排気筒（内筒）から排気するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器からの吸込配管が接続するため、原子炉格納容器設計外圧と同じ14kPaとする。</p> <p>本配管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同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、14kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、非常用ガス処理系乾燥装置の入口温度に乾燥装置内での温度上昇を基に設定する。</p> <p>非常用ガス処理系乾燥装置の入口温度を原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の格納容器外の最高雰囲気温度66℃に余裕をとり大気圧の飽和温度である100℃とし、乾燥装置内の温度上昇を計算値約8℃に余裕をみて20℃とし、上流の最高使用温度に加え120℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、120℃とする。</p>			

3. 外径

3.1 外径 267.4mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する非常用ガス処理系の容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する非常用ガス処理系排風機の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，267.4mm とする。

3.2 外径 mm

伸縮継手の外径。本継手を重大事故等において使用する場合の外径は，250A の管と接続するため，施工性及びメーカー仕様に基づいて選定し， mm とする。

名 称		非常用ガス処理系排風機 ～ 非常用ガス処理系フィルタ装置	
最高使用圧力	kPa	25	
最高使用温度	℃	150	
外 径	mm	267.4, 	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、非常用ガス処理系排風機と非常用ガス処理系フィルタ装置を接続する配管であり、設計基準対象施設として、放射性物質の放出を伴う事故時に原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の空気を非常用ガス処理系フィルタ装置に通し、排気中の放射性よう素・粒子状放射性物質が直接大気へ放出されることを防止し、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内を負圧に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の放射性物質を含む気体を主排気筒（内筒）から排気するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、非常用ガス処理系排風機への押込圧力と排風機最大静圧を基に設定する。</p> <p>非常用ガス処理系排風機への押込圧力を主配管「非常用ガス処理系乾燥装置～非常用ガス処理系排風機」の最高使用圧力である 14kPa とし、排風機の静圧を予想性能曲線上の最大静圧約 6.1kPa に余裕をとって 10kPa とし、これらの合計である 24kPa に余裕をみて 25kPa とする。</p> <p>本配管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同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、25kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、非常用ガス処理系排風機の入口温度と排風機による温度上昇を基に設定する。</p> <p>非常用ガス処理系排風機の入口温度を主配管「非常用ガス処理系乾燥装置～非常用ガス処理系排風機」の最高使用温度である 120℃ とし、排風機による温度上昇を計算値約 17.9℃ に余裕をみて 20℃ とし、これらの合計である 140℃ を上回る 150℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法</p>			

であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、150℃とする。

3. 外径

3.1 外径 267.4mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系排風機の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mmとする。

3.2 外径 mm

伸縮継手の外径。本継手を重大事故等において使用する場合の外径は、250Aの管と接続するため、施工性及びメーカー仕様に基づいて選定し、 mmとする。

名 称		非常用ガス処理系フィルタ装置 ～ T22-F004A, B
最高使用圧力	kPa	25
最高使用温度	℃	150
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、非常用ガス処理系フィルタ装置と T22-F004A, B を接続する配管であり、設計基準対象施設として、放射性物質の放出を伴う事故時に原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の空気を非常用ガス処理系フィルタ装置に通し、排気中の放射性よう素・粒子状放射性物質が直接大気へ放出されることを防止し、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内を負圧に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の放射性物質を含む気体を主排気筒（内筒）から排気するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「非常用ガス処理系排風機～非常用ガス処理系フィルタ装置」の最高使用圧力と同じ 25kPa とする。</p> <p>本配管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同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、25kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「非常用ガス処理系排風機～非常用ガス処理系フィルタ装置」の最高使用温度と同じ 150℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、150℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系排風機の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー</p>		

内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm とする。

名 称		T22-F004A, B ～ 非常用ガス処理系窒素パージライン(A)合流部及び 非常用ガス処理系窒素パージライン(B)合流部
最高使用圧力	kPa	25
最高使用温度	℃	150
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、T22-F004A, B と非常用ガス処理系窒素パージライン(A)合流部及び非常用ガス処理系窒素パージライン(B)合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として、放射性物質の放出を伴う事故時に原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の空気を非常用ガス処理系フィルタ装置に通し、排気中の放射性よう素・粒子状放射性物質が直接大気へ放出されることを防止し、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内を負圧に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の放射性物質を含む気体を主排気筒（内筒）から排気するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「非常用ガス処理系排風機～非常用ガス処理系フィルタ装置」の最高使用圧力と同じ 25kPa とする。</p> <p>本配管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同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、25kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「非常用ガス処理系排風機～非常用ガス処理系フィルタ装置」の最高使用温度と同じ 150℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、150℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系排風機の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm とする。</p>		

名 称		非常用ガス処理系窒素パージライン(A)合流部及び 非常用ガス処理系窒素パージライン(B)合流部 ～ 耐圧強化ベントライン合流部
最高使用圧力	kPa	25, 620
最高使用温度	℃	150, 171
外 径	mm	46.0, 267.4, 318.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、非常用ガス処理系窒素パージライン(A)合流部及び非常用ガス処理系窒素パージライン(B)合流部と耐圧強化ベントライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として、放射性物質の放出を伴う事故時に原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の空気を非常用ガス処理系フィルタ装置に通し、排気中の放射性よう素・粒子状放射性物質が直接大気へ放出されることを防止し、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内を負圧に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、耐圧強化ベント系の系統内に窒素を供給するため及び非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の放射性物質を含む気体を主排気筒（内筒）から排気するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 25kPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「非常用ガス処理系排風機～非常用ガス処理系フィルタ装置」の最高使用圧力と同じ25kPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 620kPa 本配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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ620kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 150℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「非常用ガス処理系排風機～非常用ガス処理系フィルタ装置」の最高使用温度と同じ150℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 171℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時に耐圧強化ベント系を使用する場合の原子炉格納容器の温度が171℃以下となることを考慮し、171℃とする。</p>		

3. 外径

3.1 外径 46.0mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は、25A の差込み式の管と接続するため、接続する管の外径を踏まえ、46.0 mmとする。

3.2 外径 267.4mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系排風機の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4 mmとする。

3.3 外径 318.5mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系排風機の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mmとする。

名 称		耐圧強化ベントライン合流部 ～ 主排気筒
最高使用圧力	kPa	25, 620
最高使用温度	℃	150, 171
外 径	mm	318.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、耐圧強化ベントライン合流部から主排気筒を接続する配管であり、設計基準対象施設として、放射性物質の放出を伴う事故時に原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の空気を非常用ガス処理系フィルタ装置に通し、排気中の放射性よう素・粒子状放射性物質が直接大気へ放出されることを防止し、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内を負圧に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを耐圧強化ベント系を經由して外部に放出するため及び非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の放射性物質を含む気体を主排気筒（内筒）から排気するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 25kPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「非常用ガス処理系排風機～非常用ガス処理系フィルタ装置」の最高使用圧力と同じ25kPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 620kPa 本配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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ620kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 150℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「非常用ガス処理系排風機～非常用ガス処理系フィルタ装置」の最高使用温度と同じ150℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 171℃ 本配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主配管「非常用ガス処理系窒素パージライン(A)合流部及び非常用ガス処理系窒素パージライン(B)合流部～耐圧強化ベントライン合流部」の使用温度と同じ171℃とする。</p>		

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系排風機の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm とする。

4.4.1.3 排風機

名 称		非常用ガス処理系排風機
容 量	m ³ /h/個	□以上 (2000)
原 動 機 出 力	kW/個	□
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>・設計基準対象施設</p> <p>非常用ガス処理系排風機は、設計基準対象施設として、放射性物質の放出を伴う事故時に放射性よう素・粒子状放射性物質が直接大気へ放出されることを防止し、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内を負圧に維持するために設置する。また、非常用ガス処理系排風機は、工学的安全施設作動回路からの信号により、自動的に常用の換気空調系が閉止されるとともに起動し、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内を 63Pa の負圧に保ち、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）空間容積の 50%を 1 日で処理する能力を持ち、非常用所内電源に接続し、外部電源喪失時でも運転制御が可能な設計とする。</p> <p>・重大事故等対処設備</p> <p>重大事故等時に原子炉格納施設のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（非常用ガス処理系）として使用する非常用ガス処理系排風機は、以下の機能を有する。</p> <p>非常用ガス処理系排風機は、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員が原子炉制御室にとどまるために設置する。</p> <p>系統構成は、炉心の著しい損傷の発生時に原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に放射性物質を含む気体が漏えいした場合において、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内を負圧に維持するとともに、主排気筒（内筒）を通して原子炉建屋外に排気することで、運転員の被ばくを低減することができる設計とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>設計基準対象施設として使用する非常用ガス処理系排風機の容量は、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内を負圧に保ち、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の空間容積（間仕切壁、機器、配管の容積を除いた値）を 50%/d で処理できる容量 □m³/h 並びに原子炉格納容器からの漏えい量 □m³/h を処理できる容量とし、□m³/h/個以上とする。</p> <p>非常用ガス処理系排風機を重大事故等時に使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、□m³/h/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量以上である 2000m³/h/個とする。</p>		

2. 原動機出力

設計基準対象施設として使用する非常用ガス処理系排風機の前動機出力は、風量が 2000m³/h 時の軸動力を基に設定する。

$$L = \frac{L_T}{\eta_T/100} = \frac{\frac{\kappa}{\kappa-1} \times \frac{P_{T1} \times Q_1}{6 \times 10^4} \times \left\{ \left(\frac{P_{T2}}{P_{T1}} \right)^{\frac{\kappa-1}{\kappa}} - 1 \right\}}{\eta_T/100} \dots \frac{P_{S2}}{P_{S1}} > 1.03 \text{ のとき}$$

$$L = \frac{L_T}{\eta_T/100} = \frac{\frac{Q_1}{6 \times 10^4} \times \{ (P_{S2} - P_{S1}) + (P_{d2} - P_{d1}) \}}{\eta_T/100} \dots \frac{P_{S2}}{P_{S1}} \leq 1.03 \text{ のとき}$$

(引用文献：日本産業規格 J I S B 8 3 3 0 (2000) 「送風機の試験及び検査方法」)

L : 軸動力(kW)

L_T : 全圧空気動力(kW)

κ : 比熱比 = 1.4

Q₁ : 吸込空気量(m³/min) = 2000/60

P_{T2} : 吐出し口送風機絶対全圧(Pa[abs]) =

P_{T1} : 吸込口送風機絶対全圧(Pa[abs]) =

P_{S2} : 吐出し口送風機絶対静圧(Pa[abs]) =

P_{S1} : 吸込口送風機絶対静圧(Pa[abs]) =

P_{d2} : 吐出し口動圧(Pa) =

P_{d1} : 吸込口動圧(Pa) =

η_T : 全圧効率(%)(設計計画値) =

$\frac{P_{S2}}{P_{S1}} = \boxed{} > 1.03 \text{ より}$

$$L = \frac{1.4 \cdot \boxed{} \times 2000 / 60}{1.4^{-1} \cdot \frac{6 \times 10^4}{\boxed{} / 100}} \cdot \left\{ \left(\boxed{} \right)^{\frac{1.4-1}{1.4}} - 1 \right\} = \boxed{}$$

≒ $\boxed{}$ kW

上記から、非常用ガス処理系排風機の前動機出力は、軸動力 $\boxed{}$ kW を上回る出力とし、 $\boxed{}$ kW/個とする。

非常用ガス処理系排風機を重大事故等時において使用する場合の軸動力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 $\boxed{}$ kW/個とする。

3. 個数

非常用ガス処理系排風機（原動機含む。）は、設計基準対象施設として放射性物質の放出を伴う事故時に放射性よう素・粒子状放射性物質が直接大気へ放出されることを防止し、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内を負圧に維持するために必要な個数として A 系、B 系のそれぞれに 1 個設置し、合計 2 個設置する。

非常用ガス処理系排風機（原動機含む。）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。

4.4.1.4 フィルター（公衆の放射線障害の防止を目的として設置するものに限る。）

名 称		非常用ガス処理系フィルタ装置	
効 率	—	—	
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 非常用ガス処理系フィルタ装置は、設計基準対象施設として放射性物質の放出を伴う事故時に放射性よう素・粒子状放射性物質を除去低減するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉格納施設のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（非常用ガス処理系）として使用する非常用ガス処理系フィルタ装置は、以下の機能を有する。 非常用ガス処理系フィルタ装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員が原子炉制御室にとどまるために設置する。 系統構成は、非常用ガス処理系フィルタ装置を流路として、非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に漏えいした放射性物質を含む気体を主排気筒（内筒）から排気することで、中央制御室の運転員の被ばくを低減することができる設計とする。 <p>1. 個数</p> <p>非常用ガス処理系フィルタ装置は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に漏えいした放射性よう素・粒子状放射性物質及び燃料集合体の落下時に原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に放出された放射性よう素・粒子状放射性物質を除去するために1個設置する。</p> <p>非常用ガス処理系フィルタ装置は、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>			

4.4.2 可燃性ガス濃度制御系

4.4.2.1 加熱器

名 称		可燃性ガス濃度制御系再結合装置加熱器	
個 数	—	2	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>可燃性ガス濃度制御系再結合装置加熱器は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に原子炉格納容器内に発生する可燃性ガスが反応し多量の熱を放出することによる原子炉格納容器内の圧力・温度の過剰な上昇を防止するため、原子炉格納容器内の水素及び酸素を、可燃性ガス濃度制御系再結合装置で反応させるのに十分な温度まで昇温するために設置する。</p> <p>1. 個数</p> <p>可燃性ガス濃度制御系再結合装置加熱器は、設計基準対象施設として必要な個数としてA系、B系のそれぞれに1個設置し、合計2個設置する。</p>			

4.4.2.2 安全弁及び逃がし弁

名 称	T49-F015	
吹 出 圧 力	MPa	0.104
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>T49-F015 は、主配管「可燃性ガス濃度制御系再結合装置(A)～サブプレッションチェンバ」上に設置する逃がし弁であり、設計基準対象施設として T49-F015 入口圧力が、可燃性ガス濃度制御系再結合装置(A)と T49-F015 のレベル差による水頭圧になった場合に開動作して系統内を最高使用圧力以下に維持するために設置する。また、系統待機中の系統内で冷却水の漏えいが発生した場合の可燃性ガス濃度制御系再結合装置(A)の浸水を防止するために設置する。</p> <p>1. 吹出圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する T49-F015 の吹出圧力は、主配管「可燃性ガス濃度制御系再結合装置(A)～サブプレッションチェンバ」の最高使用圧力である 310kPa 及び可燃性ガス濃度制御系再結合装置(A)と T49-F015 の設置レベル差による水頭圧 <input type="text"/> MPa を考慮し、0.104MPa とする。</p> <p>2. 個数</p> <p>T49-F015 は、設計基準対象施設として必要な個数として 1 個設置する。</p>		

4.4.2.3 主配管

名 称		ドライウエル ～ 可燃性ガス濃度制御系再結合装置(A)
最高使用圧力	kPa	310
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	406.4, 216.3, 114.3
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、ドライウエルと可燃性ガス濃度制御系再結合装置(A)を接続する配管であり、設計基準対象施設として可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ(A)により原子炉冷却材喪失時に原子炉格納容器内に発生する可燃性ガスを可燃性ガス濃度制御系再結合装置(A)に送気するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力(内圧)と同じ310kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器(ドライウエル)の最高使用温度と同じ171℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を設計基準対象施設として使用する場合の外径は、可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワの容量255m³/h[normal]を基に、エロージョン、圧力損失、施工性等を考慮し、先行プラントの実績に基づくガス配管の標準流速を目安に選定し、406.4mm、216.3mm及び114.3mmとする。</p>		

名 称		可燃性ガス濃度制御系再結合装置(A) ～ サプレッションチェンバ
最高使用圧力	kPa	310
最高使用温度	℃	104
外 径	mm	165.2, 318.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、可燃性ガス濃度制御系再結合装置(A)とサプレッションチェンバを接続する配管であり、設計基準対象施設として可燃性ガス濃度制御系再結合装置(A)を通過した水蒸気等をサプレッションチェンバに送気するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力(内圧)と同じ310kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器(サプレッションチェンバ)の最高使用温度と同じ104℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を設計基準対象施設として使用する場合の外径は、可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワの容量255m³/h[normal]を基に、エロージョン、圧力損失、施工性等を考慮し、先行プラントの実績に基づくガス配管の標準流速を目安に選定し、165.2mm及び318.5mmとする。</p>		

名 称		フィルタベントドレン移送ライン合流部 ～ サプレッションチェンバ
最高使用圧力	kPa	310, 620
最高使用温度	℃	104, 200
外 径	mm	75.0, 165.2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、フィルタベントドレン移送ライン合流部とサプレッションチェンバを接続する配管であり、設計基準対象施設として可燃性ガス濃度制御系再結合装置(B)を通過した水蒸気等をサプレッションチェンバに送気するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置からドレンをサプレッションチェンバへ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力(内圧)と同じ310kPaとする。</p> <p>本配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格納容器の使用圧力(内圧)と同じ620kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器(サプレッションチェンバ)の最高使用温度と同じ104℃とする。</p> <p>本配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格納容器の使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を設計基準対象施設として使用する場合の外径は、可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワの容量255m³/h[normal]を基に、エロージョン、圧力損失、施工性等を考慮し、先行プラントの実績に基づくガス配管の標準流速を目安に選定し、165.2mmとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失を許容できる外径を選定する。</p>		

ドレン移送ポンプより系統内のドレン水又はフィルタ装置内のスクラバ水をサプレッションチェンバに移送する場合には、ドレン移送ポンプの 2. 揚程設定根拠の配管圧損算出条件である 75.0mm 及び 165.2 mmを本配管の外径とする。

4.4.2.4 ブロワ

名 称		可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ	
個 数	—	2	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に原子炉格納容器内に発生する可燃性ガスが反応し多量の熱を放出することによる原子炉格納容器内の圧力・温度の過剰な上昇を防止するため、原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器内の可燃性ガス（水素，酸素）を可燃性ガス濃度制御系再結合装置へ送気し再結合させることで、原子炉格納容器内の雰囲気気を可燃限界未満に制御するために設置する。</p> <p>1. 個数</p> <p>可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に原子炉格納容器内に発生する可燃性ガスが反応し多量の熱を放出することによる原子炉格納容器内の圧力・温度の過剰な上昇を防止するため、原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器内の可燃性ガス（水素，酸素）を可燃性ガス濃度制御系再結合装置へ送気し再結合させることで、原子炉格納容器内の雰囲気気を可燃限界未満に制御するために必要な個数として、A系，B系のそれぞれに1個設置し、合計2個設置する。</p>			

4.4.2.5 再結合装置及び電熱器

名 称		可燃性ガス濃度制御系再結合装置
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>可燃性ガス濃度制御系再結合装置は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に原子炉格納容器内に発生する可燃性ガスが反応し多量の熱を放出することによる原子炉格納容器内の圧力・温度の過剰な上昇を防止するため、原子炉格納容器内の水素濃度を 4vol%未満又は酸素濃度を 5vol%未満に制御するために設置する。</p> <p>1. 個数</p> <p>可燃性ガス濃度制御系再結合装置は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に原子炉格納容器内に発生する可燃性ガスが反応し多量の熱を放出することによる原子炉格納容器内の圧力・温度の過剰な上昇を防止するため、原子炉格納容器内の水素濃度を 4vol%未満又は酸素濃度を 5vol%未満に維持するために必要な個数として、A系、B系のそれぞれに 1 個設置し、合計 2 個設置する。</p>		

4.4.3 水素濃度抑制系

4.4.3.1 再結合装置

名 称		静的触媒式水素再結合器
容 量	—	—
最高使用圧力	—	—
最高使用温度	℃	300
再結合効率	kg/h/個	0.250 (水素濃度 4vol%, 大気圧, 温度 100℃において)
個 数	—	56

【設 定 根 拠】

(概要)

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（水素濃度抑制系）として使用する静的触媒式水素再結合器（以下「PAR」という。）は、以下の機能を有する。

PAR は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設の水素爆発による損傷を防止するために設置する。

系統構成は、運転員の起動操作を必要とせず、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることで、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の水素爆発を防止できる設計とする。

PAR は、VI-1-8-2「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」において評価を実施している水素処理容量（以下「再結合効率」という。）0.250kg/h/個（水素濃度 4.0vol%，大気圧，温度 100℃において）を満足する以下のメーカー性能評価式を持つ型式品を設置する設計とする。

$$DR = A \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3600 \cdot SF$$

DR : 再結合効率 (kg/h/個)

A : 定数



C_{H_2} : PAR 入口水素濃度 (Vol%)

P : 圧力 (10⁵Pa)

T : 温度 (K)

SF : スケールファクタ

= 0.125

スケールファクタについて、6号機は PAR-11 タイプを採用し、PAR には各々 11 枚の触媒カー

トリッジが装荷されるため、SF=「11/88」(=0.125)とする。

性能確認の詳細についてはVI-1-8-2「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」に示す。

1. 容量

反応熱による自然対流であるため、PARの容量は設定しない。

2. 最高使用圧力

耐圧部材はないため、PARの最高使用圧力は設定しない。

3. 最高使用温度

OECD/NEAのTHAI PROJECTにて実施された性能確認試験時に測定した結果を図3-1、図3-2、図3-3に示す。PARの最高使用温度を設定する上では、PARの内部を通過するガス温度のうち、触媒の反応熱が加味される触媒通過後の排気温度を考慮する。

試験では、注入口から水素を供給して試験装置内の水素濃度を上昇させた後、水素供給を停止して試験装置内の水素濃度を低下させ、PAR各部の温度の時間変化を確認している。

図3-2、図3-3より、ガス温度中でも高温で推移している測定点(359 KTF gas2)において、水素濃度4vol%時の温度は、水素濃度低下時においても300℃を下回っていることがわかる。したがって、PARの最高使用温度は上記の試験値を上回る300℃とする。

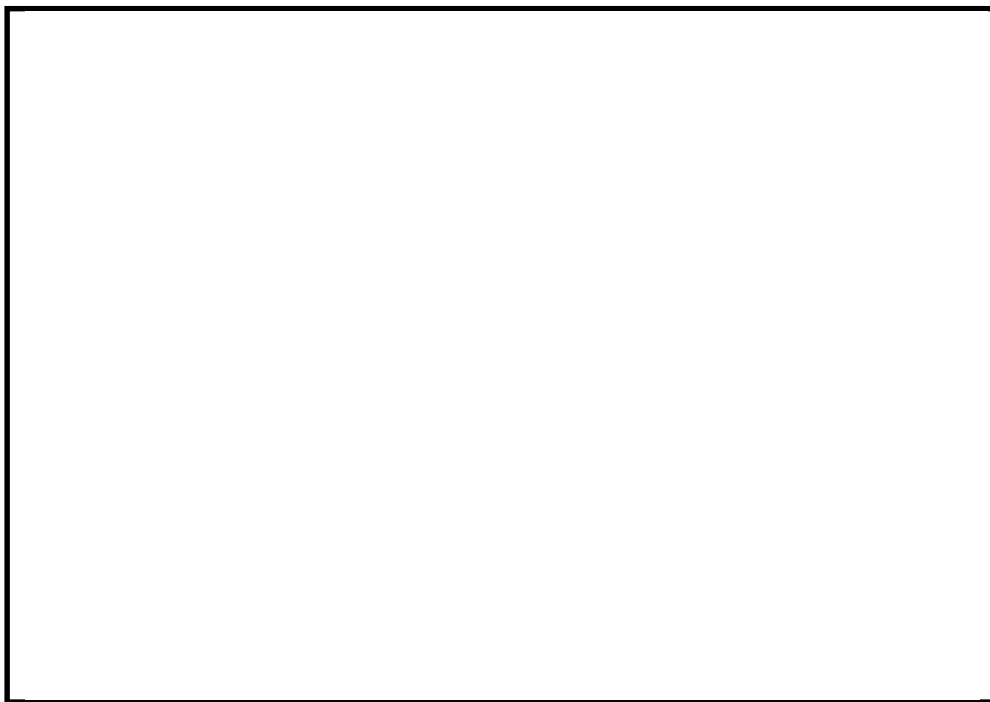


図3-1 試験体の温度測定点

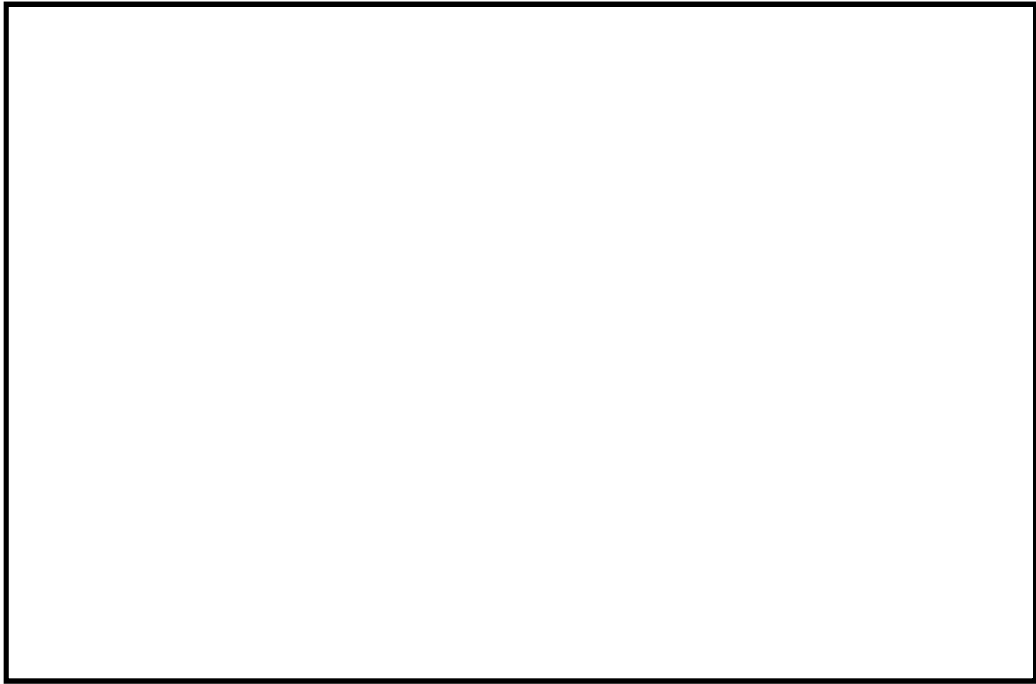


図 3-2 温度及び PAR 入口水素濃度の時間変化

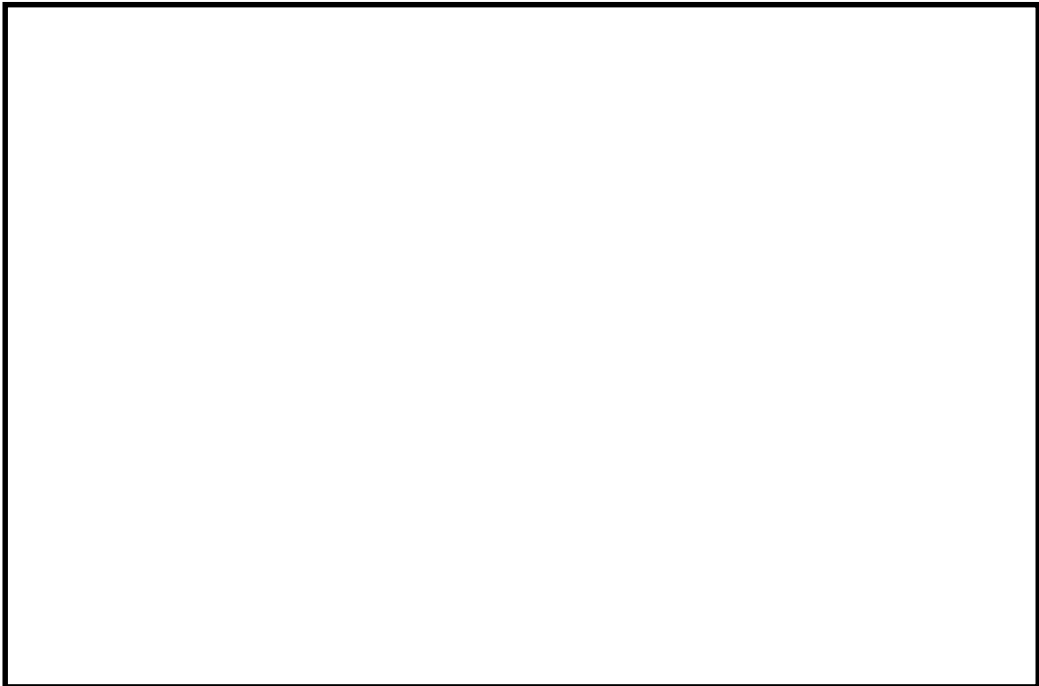


図 3-3 温度及び PAR 入口水素濃度の関係

4. 再結合効率

PAR はジルコニウム-水反応等で短期的に発生する水素及び水の放射線分解等で長期的に緩やかに発生し原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内へ漏えいする水素の濃度を低減することにより原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の水素濃度を継続的に低減できる設計とする。

メーカ性能評価式に基づき再結合効率を有する PAR の効果により炉心損傷後の原子炉建屋原

子炉区域（二次格納施設）内の水素濃度を可燃限界未満に維持できることについては、VI-1-8-2「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」において確認している。

以上より、PAR 1個の再結合効率としては、上述の評価に使用したメーカ性能評価式に基づく再結合効率とし、水素濃度 4.0vol%，大気圧，温度 100℃において 0.250kg/h/個とする。

再結合効率設定の詳細についてはVI-1-8-2「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」に示す。

5. 個数の設定根拠

PAR は重大事故等対処設備として原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内における水素爆発による原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の損傷を防止するために必要な個数である 56 個設置する。

個数設定の詳細についてはVI-1-8-2「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」に示す。

4.4.4 耐圧強化ベント系

4.4.4.1 主配管

名 称		耐圧強化ベントライン分岐部 ～ 耐圧強化ベントバイパスライン分岐部
最高使用圧力	kPa	620
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	558.8
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、耐圧強化ベントライン分岐部と耐圧強化ベントバイパスライン分岐部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を經由して外部に放出するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 本配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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ620kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 本配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格納容器の使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失が許容できる外径を選定する。 原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系を經由して外部に放出する場合については、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の系統設計流量並びに格納容器圧力逃がし装置のよう素フィルタ吸着性能の設計確認時における配管圧損算出条件である558.8mmを本配管の外径とする。</p>		

名 称		耐圧強化ベントバイパスライン分岐部 ～ T31-F072
最高使用圧力	kPa	620
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	558.8
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、耐圧強化ベントバイパスライン分岐部と T31-F072 を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を経由して外部に放出するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 本配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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度 本配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格納容器の使用温度と同じ 200℃ とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失が許容できる外径を選定する。 原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系を経由して外部に放出する場合については、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の系統設計流量並びに格納容器圧力逃がし装置のよう素フィルタ吸着性能の設計確認時における配管圧損算出条件である 558.8 mm を本配管の外径とする。</p>		

名 称		耐圧強化ベントバイパスライン分岐部 ～ 耐圧強化ベントバイパスライン合流部
最高使用圧力	kPa	620
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	558.8, 559.0
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、耐圧強化ベントバイパスライン分岐部と耐圧強化ベントバイパスライン合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を經由して外部に放出するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 本配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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ620kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 本配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格納容器の使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失が許容できる外径を選定する。 原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系を經由して外部に放出する場合については、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の系統設計流量並びに格納容器圧力逃がし装置のよう素フィルタ吸着性能の設計確認時における配管圧損算出条件である558.8mm, 559.0mmを本配管の外径とする。</p>		

名 称		T31-F072 ～ 耐圧強化ベントバイパスライン合流部
最高使用圧力	kPa	620
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	558.8, 559.0
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、T31-F072 と耐圧強化ベントバイパスライン合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を経由して外部に放出するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 本配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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ620kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 本配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格納容器の使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失が許容できる外径を選定する。 原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系を経由して外部に放出する場合については、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の系統設計流量並びに格納容器圧力逃がし装置のよう素フィルタ吸着性能の設計確認時における配管圧損算出条件である558.8mm, 559.0mmを本配管の外径とする。</p>		

名 称		耐圧強化ベントバイパスライン合流部 ～ 格納容器フィルタベントライン分岐部
最高使用圧力	kPa	620
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	558.8, 406.4
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、耐圧強化ベントバイパスライン合流部と格納容器フィルタベントライン分岐部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を經由して外部に放出するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 本配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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ620kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 本配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格納容器の使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 558.8mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失が許容できる外径を選定する。 原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系を經由して外部に放出する場合については、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の系統設計流量並びに格納容器圧力逃がし装置のよう素フィルタ吸着性能の設計確認時における配管圧損算出条件である558.8mmを本配管の外径とする。</p> <p>3.2 外径 406.4mm 継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、400Aの管と接続するため、接続する管の外径に合わせ、406.4mmとする。</p>		

名 称		格納容器フィルタベントライン分岐部 ～ 耐圧強化ベントライン合流部
最高使用圧力	kPa	620
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	558.8, 406.4, 318.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、格納容器フィルタベントライン分岐部と耐圧強化ベントライン合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを耐圧強化ベント系を経由して外部に放出するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 本配管を重大事故等時において使用する場合の最高使用圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）と同じ620kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、炉心損傷前及び炉心損傷後に耐圧強化ベント系を使用する場合の原子炉格納容器の温度を基に設定する。 炉心損傷前に耐圧強化ベント系を使用するの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）における全交流動力電源喪失シナリオであり、原子炉格納容器の温度が171℃を上回ることがないことを確認している。 また炉心損傷後に耐圧強化ベント系を使用するのは、代替循環冷却系を長期使用した際に、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止する場合であり、この場合も代替循環冷却系により原子炉格納容器は十分に冷却されているため、原子炉格納容器の温度が171℃を上回ることはない。 よって本配管を重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は、耐圧強化ベント系を使用する場合の原子炉格納容器の温度以上である171℃とする。</p> <p>3. 外径 3.1 外径 558.8mm, 318.5mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失が許容できる外径を選定する。 原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを耐圧強化ベント系を経由して外部に放出する場合については、耐圧強化ベント系の系統設計流量の設計確認時における配管圧損算出条件である558.8mm及び318.5mmを本配管の外径とする。</p>		

3.2 外径 406.4mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、400Aの継手と接続するため、接続する継手の外径に合わせ、406.4mmとする。

名 称		耐圧強化ベント窒素パージライン接続口 ～ T22-F202A 及び T22-F202B
最高使用圧力	kPa	500, 620
最高使用温度	℃	66, 171
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、耐圧強化ベント窒素パージライン接続口と T22-F202A 及び T22-F202B を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に耐圧強化ベント系を窒素置換するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 500kPa 本配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可搬型窒素供給装置の吐出圧力と同じ 500kPa とする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 620kPa 本配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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 66℃ 本配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可搬型窒素供給装置の供給窒素ガス温度*を上回る 66℃とする。</p> <p>注記*：可搬型窒素供給装置より供給される窒素ガスの温度は、外気の温度と同等である。 なお、外気の温度は、柏崎市の過去最高気温（37.6℃）を上回る、柏崎市の観測記録に基づく年超過確率 10^{-4} の気温である 38.8℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 171℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、炉心損傷前及び炉心損傷後に耐圧強化ベント系を使用する場合の原子炉格納容器の温度を基に設定する。 炉心損傷前に耐圧強化ベント系を使用するの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）における全交流動力電源喪失シナリオであり、原子炉格納容器の温度が 171℃を上回ることがないことを確認している。 また炉心損傷後に耐圧強化ベント系を使用するのは、代替循環冷却系を長期使用した際に、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガ</p>		

ス及び酸素ガスによる水素爆発を防止する場合であり、この場合も代替循環冷却系により原子炉格納容器は十分に冷却されているため、原子炉格納容器の温度が 171℃を上回ることはない。

よって本配管を重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は、耐圧強化ベント系を使用する場合の原子炉格納容器の温度以上である 171℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失が許容できる外径を選定する。

可搬型窒素供給装置により耐圧強化ベント系の系統内に窒素を供給する場合については、令和 2 年 10 月 14 日付け原規規発第 2010147 号にて認可された柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機の設計及び工事の計画の V-1-1-5-7 「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）」のうち、可搬型窒素供給装置の 2. 吐出圧力設定根拠の配管圧損算出条件である 34.0 mm を本配管の外径とする。

名 称		T22-F202A 及び T22-F202B ～ 非常用ガス処理系窒素パージライン(A)合流部及び 非常用ガス処理系窒素パージライン(B)合流部	
最高使用圧力	kPa	620	
最高使用温度	℃	171	
外 径	mm	34.0	
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、T22-F202A 及び T22-F202B と非常用ガス処理系窒素パージライン(A)合流部及び非常用ガス処理系窒素パージライン(B)合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に耐圧強化ベント系を窒素置換するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 本配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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、炉心損傷前及び炉心損傷後に耐圧強化ベント系を使用する場合の原子炉格納容器の温度を基に設定する。 炉心損傷前に耐圧強化ベント系を使用するの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）における全交流動力電源喪失シナリオであり、原子炉格納容器の温度が 171℃を上回ることがないことを確認している。 また炉心損傷後に耐圧強化ベント系を使用するのは、代替循環冷却系を長期使用した際に、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止する場合であり、この場合も代替循環冷却系により原子炉格納容器は十分に冷却されているため、原子炉格納容器の温度が 171℃を上回ることはない。 よって本配管を重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は、耐圧強化ベント系を使用する場合の原子炉格納容器の温度以上である 171℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失が許容できる外径を選定する。 可搬型窒素供給装置により耐圧強化ベント系の系統内に窒素を供給する場合については、令和 2 年 10 月 14 日付け原規規発第 2010147 号にて認可された柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機的设计及び工事の計画の V-1-1-5-7 「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）」のうち、可搬型窒素供給装置の 2. 吐出圧力設定根拠の配管圧損算出条件である 34.0 mm を本配管の外径とする。</p>			

4.4.5 格納容器圧力逃がし装置

4.4.5.1 ポンプ

名 称		ドレン移送ポンプ
容 量	m ³ /h	9.1 以上 (10)
揚 程	m	18.4 以上 (50)
最高使用圧力	MPa	吸込側 0.62 吐出側 1.00
最高使用温度	℃	150
原 動 機 出 力	kW	<input type="text"/>
個 数	—	1 (予備 1)

【設 定 根 拠】

(概要)

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（格納容器圧力逃がし装置）として使用するドレン移送ポンプは、以下の機能を有する。

ドレン移送ポンプは、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ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、格納容器圧力逃がし装置の使用時にフィルタ装置の水位が上昇した場合において、又は格納容器圧力逃がし装置の使用後において、ドレン移送ポンプによりフィルタ装置内のスクラバ水をサブプレッションチェンバへ移送できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（格納容器圧力逃がし装置）として使用するドレン移送ポンプは、以下の機能を有する。

ドレン移送ポンプは、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内における水素爆発による破損及び水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するために設置する。

系統構成は、格納容器圧力逃がし装置の使用時にフィルタ装置の水位が上昇した場合において、又は格納容器圧力逃がし装置の使用後において、ドレン移送ポンプによりフィルタ装置内のスクラバ水をサブプレッションチェンバへ移送できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）として使用するドレン移送ポンプは、以下の機能を有する。

ドレン移送ポンプは、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、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために設置する。

系統構成は、格納容器圧力逃がし装置の使用時にフィルタ装置の水位が上昇した場合において、又は格納容器圧力逃がし装置の使用後において、ドレン移送ポンプによりフィルタ装置内のスクラバ水をサブプレッションチェンバへ移送できる設計とする。

1. 容量

ドレン移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の容量は、100分^{*1}以内にフィルタ装置内のスクラバ水 15.1m³^{*2}をサブプレッションチェンバへ移送する必要があることから、9.1m³/h以上とする。

注記*1：重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力（発電用原子炉設置変更許可申請書添付書類十追補1）に記載の時間。

注記*2：フィルタ装置の上限水位（スクラバノズル先端から2200mm）～通常水位（スクラバノズル先端から1000mm）までの水量（15.1m³）を示す。

公称値については、要求される9.1m³/h以上を上回る10m³/hとする。

2. 揚程

ドレン移送ポンプを重大事故等対処設備として使用する場合の揚程は、水源と移送先の圧力差、静水頭、流路圧損並びに機器圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	0.12 MPa
静水頭	-0.06 MPa
<u>流路^{*3}圧損並びに機器圧損</u>	0.12 MPa
	0.18 MPa

注記*3：以下の流路を使用する。

- ・フィルタ装置～ドレン移送ポンプ入口ライン合流部
- ・ドレンタンク出口ノズル～ドレン移送ポンプ入口ライン合流部
- ・ドレン移送ポンプ入口ライン合流部～ドレン移送ポンプ分岐部
- ・ドレン移送ポンプ分岐部～ドレン移送ポンプ(A)
- ・ドレン移送ポンプ分岐部～ドレン移送ポンプ(B)
- ・ドレン移送ポンプ(A)～ドレン移送ポンプ出口合流部
- ・ドレン移送ポンプ(B)～ドレン移送ポンプ出口合流部

- ・ドレン移送ポンプ出口合流部～ドレン移送ポンプ窒素パージライン合流部
- ・ドレン移送ポンプ窒素パージライン合流部～T49-F020
- ・T49-F020～フィルタベントドレン移送ライン合流部
- ・フィルタベントドレン移送ライン合流部～サプレッションチェンバ

以上より，ドレン移送ポンプの揚程は，0.18MPa を下記の式から換算し，18.4m 以上とする。

$$H = \frac{P \cdot \rho}{g} = 18.36 \approx 18.4 \text{ m}$$

ここで，

H	: 揚程 (m)	
P	: 圧力 (MPa)	
ρ	: 密度 (kg/m ³)	=1000
g	: 重力加速度 (m/s ²)	=9.80665

公称値については，要求される揚程を上回る 50m とする。

3. 最高使用圧力

3.1 吸込側の最高使用圧力 0.62MPa

ドレン移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の吸込側の圧力は，主配管「ドレン移送ポンプ分岐部～ドレン移送ポンプ(A)」及び主配管「ドレン移送ポンプ分岐部～ドレン移送ポンプ(B)」の最高使用圧力に合わせて，0.62MPa とする。

3.2 吐出側の最高使用圧力 1.00MPa

ドレン移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の吐出側の圧力は，ベント開始後 24 時間後*のフィルタ装置内圧力 120kPa と静水頭 41.9kPa 及びドレン移送ポンプの締切運転時の揚程 519.8kPa の合計が 681.7kPa となることから，これを上回る圧力として 1.00MPa とする。

注記* : 水位調整ための作業がベント後 24 時間以降となるように設計していること及びベント後 24 時間以降はフィルタ装置内圧力が低下傾向となることから，吐出側の最高使用圧力の設定にあたっては，ベント後 24 時間後時点でのフィルタ装置内圧力及び静水頭を基準とした。

4. 最高使用温度

ドレン移送ポンプを重大事故等時において使用する場合は、ベント開始後 24 時間*1 でのフィルタ装置内スクラバ水温度が 123.44℃*2 であることから、それを上回る 150℃とする。

注記*1 : 水位調整ための作業がベント後 24 時間以降となるように設計していること及びベント後 24 時間以降はスクラバ水温度が低下傾向となることから、最高使用温度の設定にあたっては、ベント後 24 時間後時点でのスクラバ水温度を基準とした。

注記*2 : 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の事故シーケンス（大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス）における格納容器ベント後 24 時間における値。

5. 原動機出力

重大事故等時に使用するドレン移送ポンプの原動機出力は、定格流量点での軸動力を基に設定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \times 100$$

(引用文献：日本産業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力(kW)

P_w : 水動力(kW)

ρ : 密度(kg/m³) = 1000

g : 重力加速度(m/s²) = 9.80665

Q : 容量(m³/s) = 10/3600

H : 揚程(m) = 50

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) = 26

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{10}{3600}\right) \times 50}{26 / 100} = \boxed{\quad} \div \boxed{\quad} \text{ kW}$$

ドレン移送ポンプの定格流量 10m³/h, 定格揚程 50m 時のドレン移送ポンプの必要軸動力は kW となる。

以上より、ドレン移送ポンプの原動機出力は必要軸動力 kW を上回る kW とする。

6. 個数

ドレン移送ポンプ（原動機含む。）は、重大事故等対処設備としてフィルタ装置内のスクラバ水を移送するために必要な個数である 1 個に加えて、予備 1 個を設置する。

4.5 原子炉格納容器調気設備

4.5.1 不活性ガス系

4.5.1.1 主要弁

名 称		T31-F019
最高使用圧力	kPa	310, 620
最高使用温度	℃	171, 200
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>T31-F019 は、主配管「ドライウエル～ドライウエル・サプレッションチェンバ合流部」上に設置される原子炉格納容器隔離弁であり、設計基準対象施設として、原子炉格納容器内の窒素及び空気を外部へ排出する際の流路として設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を経由して外部に放出する際の流路として使用する。</p> <p>T31-F019 は、重大事故等時において、遠隔手動弁操作設備によって人力による操作が可能な設計とする。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する T31-F019 の最高使用圧力は、主配管「ドライウエル～ドライウエル・サプレッションチェンバ合流部」の最高使用圧力と同じ 310kPa とする。</p> <p>T31-F019 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主配管「ドライウエル～ドライウエル・サプレッションチェンバ合流部」の使用圧力と同じ 620kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する T31-F019 の最高使用温度は、主配管「ドライウエル～ドライウエル・サプレッションチェンバ合流部」の最高使用温度と同じ 171℃ とする。</p> <p>T31-F019 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主配管「ドライウエル～ドライウエル・サプレッションチェンバ合流部」の使用温度と同じ 200℃ とする。</p> <p>3. 個数</p> <p>T31-F019 は、設計基準対象施設として原子炉格納容器バウンダリを形成する隔離弁として必要な個数である 1 個設置する。</p> <p>T31-F019 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	T31-F022	
最高使用圧力	kPa	310, 620
最高使用温度	℃	171, 200
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>T31-F022 は、主配管「サプレッションチェンバ～不活性ガス系非常用ガス処理配管分岐部」上に設置される原子炉格納容器隔離弁であり、設計基準対象施設として、原子炉格納容器内の窒素及び空気を外部へ排出する際の流路として設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を経由して外部に放出する際の流路として使用する。</p> <p>T31-F022 は、重大事故等時において、遠隔手動弁操作設備によって人力による操作が可能な設計とする。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する T31-F022 の最高使用圧力は、主配管「サプレッションチェンバ～不活性ガス系非常用ガス処理配管分岐部」の最高使用圧力と同じ 310kPa とする。</p> <p>T31-F022 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主配管「サプレッションチェンバ～不活性ガス系非常用ガス処理配管分岐部」の使用圧力と同じ 620kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する T31-F022 の最高使用温度は、主配管「サプレッションチェンバ～不活性ガス系非常用ガス処理配管分岐部」の最高使用温度と同じ 171℃ とする。</p> <p>T31-F022 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主配管「サプレッションチェンバ～不活性ガス系非常用ガス処理配管分岐部」の使用温度と同じ 200℃ とする。</p> <p>3. 個数</p> <p>T31-F022 は、設計基準対象施設として原子炉格納容器バウンダリを形成する隔離弁として必要な個数である 1 個設置する。</p> <p>T31-F022 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>		

4.5.1.2 主配管

名 称		ドライウエル ～ ドライウエル・サブプレッション チェンバ合流部
最高使用圧力	kPa	310, 620
最高使用温度	℃	171, 200
外 径	mm	558.8
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、ドライウエルとドライウエル・サブプレッションチェンバ合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉格納容器内を空気又は窒素で置換をする際に原子炉格納容器内の気体を外部に排出するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を経由して外部に放出するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ310kPaとする。</p> <p>本配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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ620kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ171℃とする。</p> <p>本配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格納容器の使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失が許容できる外径を選定する。</p> <p>原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系を経由して外部に放出する場合については、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の系統設計流量並びに格納容器圧力逃がし装置のよう素フィルタ吸着性能の設計確認時における配管圧損算出条件である、設計基準対象施設と同仕様の558.8mmを本配管の外径とする。</p>		

名 称		サプレッションチェンバ ～ 不活性ガス系非常用ガス処理配管分岐部
最高使用圧力	kPa	310, 620
最高使用温度	℃	104, 171, 200
外 径	mm	558.8, 406.4
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションチェンバと不活性ガス系非常用ガス処理配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉格納容器内を空気又は窒素で置換をする際に原子炉格納容器内の気体を外部に排出するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を経由して外部に放出するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ310kPaとする。</p> <p>本配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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ620kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 104℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ104℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 171℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウェル）の最高使用温度と同じ171℃とする。</p> <p>2.3 最高使用温度 200℃</p> <p>本配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格納容器の使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 558.8mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失が許容できる外径を選定する。</p>		

原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系を経由して外部に放出する場合には、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の系統設計流量並びに格納容器圧力逃がし装置のよう素フィルタ吸着性能の設計確認時における配管圧損算出条件である、設計基準対象施設と同仕様の 558.8mm を本配管の外径とする。

3.2 外径 406.4mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、400A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、406.4mm とする。

名 称		不活性ガス系非常用ガス処理配管分岐部 ～ ドライウエル・サブプレッション チェンバ合流部
最高使用圧力	kPa	310, 620
最高使用温度	℃	171, 200
外 径	mm	558.8
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、不活性ガス系非常用ガス処理配管分岐部とドライウエル・サブプレッションチェンバ合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉格納容器内を空気又は窒素で置換をする際に原子炉格納容器内の気体を外部に排出するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を經由して外部に放出するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力(内圧)と同じ310kPaとする。</p> <p>本配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格納容器の使用圧力(内圧)と同じ620kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器(ドライウエル)の最高使用温度と同じ171℃とする。</p> <p>本配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格納容器の使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失が許容できる外径を選定する。</p> <p>原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系を經由して外部に放出する場合については、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の系統設計流量並びに格納容器圧力逃がし装置のよう素フィルタ吸着性能の設計確認時における配管圧損算出条件である、設計基準対象施設と同仕様の558.8mmを本配管の外径とする。</p>		

名 称		ドライウエル・サプレッションチェンバ合流部 ～ 耐圧強化ベントライン分岐部
最高使用圧力	kPa	310, 620
最高使用温度	℃	171, 200
外 径	mm	558.8
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、ドライウエル・サプレッションチェンバ合流部と耐圧強化ベントライン分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉格納容器内を空気又は窒素で置換をする際に原子炉格納容器内の気体を外部に排出するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を経由して外部に放出するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ310kPaとする。</p> <p>本配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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ620kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ171℃とする。</p> <p>本配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格納容器の使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失が許容できる外径を選定する。</p> <p>原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系を経由して外部に放出する場合については、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の系統設計流量並びに格納容器圧力逃がし装置のよう素フィルタ吸着性能の設計確認時における配管圧損算出条件である、設計基準対象施設と同仕様の558.8mmを本配管の外径とする。</p>		

4.6 圧力逃がし装置

4.6.1 格納容器圧力逃がし装置

4.6.1.1 容器

名 称		ドレンタンク
容 量	m ³	2 以上 (7)
最高使用圧力	kPa	250
最高使用温度	℃	200
個 数	—	1

【設 定 根 拠】

(概要)

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（格納容器圧力逃がし装置）として使用するドレンタンクは、以下の機能を有する。

ドレンタンクは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、よう素フィルタ下流側の大気放出配管内で発生したドレン水をドレンタンクに導くことで、ドレン水による大気放出配管の閉塞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うち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（格納容器圧力逃がし装置）として使用するドレンタンクは、以下の機能を有する。

ドレンタンクは、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内における水素爆発による破損及び水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するために設置する。

系統構成は、よう素フィルタ下流側の大気放出配管内で発生したドレン水をドレンタンクに導くことで、ドレン水による大気放出配管の閉塞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うち圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）として使用するドレンタンクは、以下の機能を有する。

ドレンタンクは、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、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために設置する。

系統構成は、よう素フィルタ下流側の大気放出配管内で発生したドレン水をドレンタンクに導

くことで、ドレン水による大気放出配管の閉塞を防止できる設計とする。

1. 容量

ドレンタンクを重大事故等時において使用する場合の容量は、格納容器ベント開始後 24 時間でドレンタンクに流入する蒸気凝縮水を基に設定する。

格納容器ベント開始後 24 時間でドレンタンクに流入する蒸気凝縮水は、重大事故等対策の有効性評価（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち格納容器破損モードの評価事故シナリオである「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において、蒸気凝縮量が保守的となるような外気条件等*を設定して評価しても 2m³未満である。

よって、ドレンタンクの容量は評価結果に余裕をみた容量である、2m³以上とする。

注記*：外気温は 1978 年～2012 年の間に柏崎市で観測された最低温度（-11.3℃）が継続する条件とし、また蒸気凝縮する範囲も柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機（出口配管が 7 号機より長く、凝縮水量が多い）を基に評価している。

公称値については要求される容量を上回る 7m³とする。

2. 最高使用圧力

ドレンタンクを重大事故等時において使用する場合の圧力は、主配管「ドレンタンクライン分岐部～ドレンタンク入口ノズル」の重大事故等時における使用圧力と同じ、250kPa とする。

3. 最高使用温度

ドレンタンクを重大事故等時において使用する場合の温度は、主配管「ドレンタンクライン分岐部～ドレンタンク入口ノズル」の重大事故等時における使用温度と同じ、200℃とする。

4. 個数

ドレンタンクは、重大事故等対処設備としてよう素フィルタ下流側の大气放出配管内で発生したドレン水をドレンタンクに導き、ドレン水による大気放出配管の閉塞を防止するために必要な個数である 1 個設置する。

名 称		遠隔空気駆動弁操作用ポンベ
容 量	L/個	46.7 以上(46.7)
最高使用圧力	MPa	14.7
最高使用温度	℃	40
個 数	—	4 (予備 4)
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（耐圧強化ベント系）として使用する遠隔空気駆動弁操作用ポンベは、以下の機能を有する。</p> <p>遠隔空気駆動弁操作用ポンベは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉建屋内の原子炉区域外に設置した遠隔空気駆動弁操作用ポンベより、高圧窒素ガスを遠隔空気駆動弁操作設備の配管を經由して耐圧強化ベント系の排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁に供給することにより、当該弁を容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置）として使用する遠隔空気駆動弁操作用ポンベは、以下の機能を有する。</p> <p>遠隔空気駆動弁操作用ポンベは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉建屋内の原子炉区域外に設置した遠隔空気駆動弁操作用ポンベより、高圧窒素ガスを遠隔空気駆動弁操作設備の配管を經由して格納容器圧力逃がし装置の排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁に供給することにより、当該弁を容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</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うち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）として使用する遠隔空気駆動弁操作用ポンベは、以下の機能を有する。</p>		

遠隔空気駆動弁操作用ポンベは、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内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するために設置する。

系統構成は、原子炉建屋内の原子炉区域外に設置した遠隔空気駆動弁操作用ポンベより、高圧窒素ガスを遠隔空気駆動弁操作設備の配管を經由して耐圧強化ベント系の排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁に供給することにより、当該弁を容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（格納容器圧力逃がし装置）として使用する遠隔空気駆動弁操作用ポンベは、以下の機能を有する。

遠隔空気駆動弁操作用ポンベは、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内における水素爆発による破損及び水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するために設置する。

系統構成は、原子炉建屋内の原子炉区域外に設置した遠隔空気駆動弁操作用ポンベより、高圧窒素ガスを遠隔空気駆動弁操作設備の配管を經由して格納容器圧力逃がし装置の排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁に供給することにより、当該弁を容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）として使用する遠隔空気駆動弁操作用ポンベは、以下の機能を有する。

遠隔空気駆動弁操作用ポンベは、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、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために設置する。

系統構成は、原子炉建屋内の原子炉区域外に設置した遠隔空気駆動弁操作用ポンベより、高圧窒素ガスを遠隔空気駆動弁操作設備の配管を經由して格納容器圧力逃がし装置の排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁に供給することにより、当該弁を容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

1. 容量

遠隔空気駆動弁操作用ポンベを重大事故等時ににおいて使用する場合の容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用型の窒素ポンベを使用することから、当該ポンベの容量はメーカーにて定めた容量である 46.7L/個以上とする。

公称値については、要求される容量以上である 46.7L/個とする。

2. 最高使用圧力

遠隔空気駆動弁操作用ポンペを重大事故等時において使用する場合は、高圧ガス保安法の適合品であるポンペにて実績を有する充填圧力である 14.7MPa とする。

3. 最高使用温度

遠隔空気駆動弁操作用ポンペを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時の環境条件（40℃）及び高圧ガス保安法に基づき 40℃とする。

4. 個数

遠隔空気駆動弁操作用ポンペは、重大事故等対処設備として操作対象弁 1 個あたり必要数 1 個*と故障時のバックアップ並びに保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個の 2 個を 1 セットとし、操作対象弁が 4 弁であることから 4 個（予備 4 個）を保管する。

注記*：重大事故等時に使用する遠隔空気駆動弁操作用ポンペの操作対象弁 1 個あたりの必要数は、操作対象弁を 7 日間開保持するために必要な窒素ガス量及び操作対象弁を必要作動回数分作動させるために必要な窒素量を上回る容量を確保しており、根拠は以下のとおり。

1. 窒素消費量

- | | |
|---|---------|
| ①遠隔空気駆動弁操作用窒素供給配管を重大事故等時の供給圧力まで加圧するための消費量 | =1688NL |
| ②操作対象弁を開動作するための消費量 | =1600NL |
| ③操作対象弁を 7 日間開保持するための消費量 | = 504NL |
- 窒素消費量は、上記①～③を合計した 3792NL である。

2. 遠隔空気駆動弁操作用ポンペによる窒素供給量

$$S_b = \frac{P_1 - P_2}{P_N} \cdot V_b \cdot M$$

$$= \frac{12.0 - 1.0}{0.1013} \times 46.7 \times M$$

$$= 5071 \times M$$

S_b : ポンベによる供給量[NL/個]

P_1 : プラント通常時の交換管理目安圧力=12.0 MPa[abs]

P_2 : 事故時のポンベ取替目安圧力=1.0 MPa[abs]

P_N : 大気圧=0.1013 MPa[abs]

V_b : ポンベ容量=46.7 L/個

M : 必要ポンベ個数[個]

開保持するために必要な窒素消費量より多い供給量 (S_b) が必要であるため、

$$S_b > 3792$$

上記の関係式より

$$5071 \times M > 3792$$

$$M > 0.75$$

よって、操作対象弁 1 個あたりに必要な窒素ポンベ個数は 0.75 を上回る 1 個とする。

4.6.1.2 主要弁

名 称		T31-F070
最高使用圧力	kPa	620
最高使用温度	℃	200
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>T31-F070 は、主配管「耐圧強化ベントバイパスライン分岐部～耐圧強化ベントバイパスライン合流部」上に設置される原子炉格納容器隔離弁であり、重大事故等対処設備として、原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を經由して外部に放出するための流路として使用する。</p> <p>T31-F070 は、重大事故等時において、遠隔手動弁操作設備によって人力による操作が可能な設計とする。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>本主要弁を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「耐圧強化ベントバイパスライン分岐部～耐圧強化ベントバイパスライン合流部」の使用圧力と同じ 620kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>本主要弁を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「耐圧強化ベントバイパスライン分岐部～耐圧強化ベントバイパスライン合流部」の使用温度と同じ 200℃ とする。</p> <p>3. 個数</p> <p>T31-F070 は、原子炉格納容器から原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を經由して外部に放出するために必要な個数である 1 個とする。</p>		

名 称		T31-F072
最高使用圧力	kPa	620
最高使用温度	℃	200
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>T31-F072 は、主配管「耐圧強化ベントバイパスライン分岐部～T31-F072」上に設置される原子炉格納容器隔離弁であり、重大事故等対処設備として、原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系を經由して外部に放出するための流路として使用する。</p> <p>T31-F072 は、重大事故等時において、遠隔手動弁操作設備によって人力による操作が可能な設計とする。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>本主要弁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主配管「耐圧強化ベントバイパスライン分岐部～T31-F072」の使用圧力と同じ 620kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>本主要弁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主配管「耐圧強化ベントバイパスライン分岐部～T31-F072」の使用温度と同じ 200℃ とする。</p> <p>3. 個数</p> <p>T31-F072 は、原子炉格納容器から原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を經由して外部に放出するために必要な個数である 1 個とする。</p>		

名 称		T61-F001
最高使用圧力	kPa	620
最高使用温度	℃	200
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>T61-F001 は、主配管「格納容器フィルタベントライン分岐部～格納容器フィルタベントライン窒素パージライン合流部」上に設置される隔離弁であり、重大事故等対処設備として、原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置を経由して外部に放出するための流路として使用する。</p> <p>T61-F001 は、重大事故等時において、遠隔手動弁操作設備によって人力による操作が可能な設計とする。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>本主要弁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主配管「格納容器フィルタベントライン分岐部～格納容器フィルタベントライン窒素パージライン合流部」の使用圧力と同じ 620kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>本主要弁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主配管「格納容器フィルタベントライン分岐部～格納容器フィルタベントライン窒素パージライン合流部」の使用温度と同じ 200℃ とする。</p> <p>3. 個数</p> <p>T61-F001 は、原子炉格納容器から原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置を経由して外部に放出するために必要な個数である 1 個とする。</p>		

4.6.1.3 圧力開放板

名 称		ラプチャーディスク（フィルタ装置出口側）
設定破裂圧力	MPa	0.1
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置）として使用するラプチャーディスク（フィルタ装置出口側）は、以下の機能を有する。</p> <p>ラプチャーディスク（フィルタ装置出口側）は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、不活性ガス系を經由してフィルタ装置、ラプチャーディスク（フィルタ装置出口側）及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。</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うち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（格納容器圧力逃がし装置）として使用するラプチャーディスク（フィルタ装置出口側）は、以下の機能を有する。</p> <p>ラプチャーディスク（フィルタ装置出口側）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内における水素爆発による破損及び水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、不活性ガス系を經由してフィルタ装置、ラプチャーディスク（フィルタ装置出口側）及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。</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うち圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）として使用するラプチャーディスク（フィルタ装置出口側）は、以</p>		

下の機能を有する。

ラブチャーディスク（フィルタ装置出口側）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、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために設置する。

系統構成は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、不活性ガス系を経由してフィルタ装置、ラブチャーディスク（フィルタ装置出口側）及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、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。

1. 設定破裂圧力

ラブチャーディスク（フィルタ装置出口側）を重大事故等時に使用する場合の設定破裂圧力は、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力（炉心損傷前ベント時：310kPa、炉心損傷後ベント時：620kPa）と比較して十分に低い圧力で破裂する圧力とし、0.1MPaとする。

2. 個数

ラブチャーディスク（フィルタ装置出口側）は、格納容器圧力逃がし装置待機時に格納容器圧力逃がし装置内を不活性ガス（窒素）にて置換する際の大気との隔壁として1個設置する。

名 称		ラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）	
設定破裂圧力	MPa	0.1	
個 数	—	1	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置）として使用するラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）は、以下の機能を有する。</p> <p>ラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、不活性ガス系を經由してフィルタ装置、よう素フィルタ及びラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。</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うち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（格納容器圧力逃がし装置）として使用するラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）は、以下の機能を有する。</p> <p>ラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）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内における水素爆発による破損及び水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、不活性ガス系を經由してフィルタ装置、よう素フィルタ及びラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。</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うち圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）として使用するラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）は、以下の機能を有する。</p>			

ラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）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、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために設置する。

系統構成は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、不活性ガス系を經由してフィルタ装置、よう素フィルタ及びラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、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。

1. 設定破裂圧力

ラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）を重大事故等時に使用する場合の設定破裂圧力は、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力（炉心損傷前ベント時：310kPa、炉心損傷後ベント時：620kPa）と比較して十分に低い圧力で破裂する圧力とし、0.1MPa とする。

2. 個数

ラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）は、格納容器圧力逃がし装置待機時に格納容器圧力逃がし装置内を不活性ガス（窒素）にて置換する際の大気との隔壁として1個設置する。

4.6.1.4 主配管

名 称		格納容器フィルタベントライン分岐部 ～ 格納容器フィルタベントライン窒素パージライン合流部
最高使用圧力	kPa	620
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	406.4, 355.6
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、格納容器フィルタベントライン分岐部と格納容器フィルタベントライン窒素パージライン合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置を経由して外部に放出するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>本配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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ620kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>本配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格納容器の使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失を許容できる外径を選定する。</p> <p>原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置を経由して外部に放出する場合については、格納容器圧力逃がし装置の系統設計流量及びよう素フィルタ吸着性能の設計確認時における配管圧損算出条件である406.4mm及び355.6mmを本配管の外径とする。</p>		

名 称		格納容器フィルタベントライン窒素パージライン合流部 ～ フィルタ装置入口ノズル
最高使用圧力	kPa	620
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	46.0, 355.6, 406.4, 488.0, 498.0
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、格納容器フィルタベントライン窒素パージライン合流部とフィルタ装置入口ノズルを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置を経由して外部に放出するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 本配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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ620kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 本配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格納容器の使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 355.6mm, 406.4mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失を許容できる外径を選定する。 原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置を経由して外部に放出する場合については、格納容器圧力逃がし装置の系統設計流量及びよう素フィルタ吸着性能の設計確認時における配管圧損算出条件である355.6mm及び406.4mmを本配管の外径とする。</p> <p>3.2 外径 46.0mm 管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は、25Aの差込み式の管と接続するため、接続する管の外径を踏まえ、46.0mmとする。</p> <p>3.3 外径 488.0mm, 498.0mm 伸縮継手の外径。本継手を重大事故等において使用する場合の外径は、400Aの管と接続す</p>		

るため、施工性及びメーカー仕様に基づいて選定し、488.0mm 及び 498.0mm とする。

名 称		フィルタ装置出口ノズル ～ よう素フィルタ入口分岐部
最高使用圧力	kPa	620, 250
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	508.0
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、フィルタ装置出口ノズルとよう素フィルタ入口分岐部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置を経由して外部に放出するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 620kPa</p> <p>本配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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ620kPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 250kPa</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、本配管上に設置されたオリフィスによる減圧を考慮した250kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>本配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格納容器の使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失を許容できる外径を選定する。</p> <p>原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置を経由して外部に放出する場合については、格納容器圧力逃がし装置の系統設計流量及びよう素フィルタ吸着性能の設計確認時における配管圧損算出条件である508.0mmを本配管の外径とする。</p>		

名 称		よう素フィルタ入口分岐部 ～ よう素フィルタ(A)入口ノズル
最高使用圧力	kPa	250
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	508.0
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、よう素フィルタ入口分岐部とよう素フィルタ(A)入口ノズルを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置を経由して外部に放出するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 本配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主配管「フィルタ装置出口ノズル～よう素フィルタ入口分岐部」の使用圧力と同じ250kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 本配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格納容器の使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失を許容できる外径を選定する。 原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置を経由して外部に放出する場合については、格納容器圧力逃がし装置の系統設計流量及びよう素フィルタ吸着性能の設計確認時における配管圧損算出条件である508.0mmを本配管の外径とする。</p>		

名 称		よう素フィルタ入口分岐部 ～ よう素フィルタ(B)入口ノズル
最高使用圧力	kPa	250
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	508.0
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、よう素フィルタ入口分岐部とよう素フィルタ(B)入口ノズルを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置を経由して外部に放出するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 本配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主配管「フィルタ装置出口ノズル～よう素フィルタ入口分岐部」の使用圧力と同じ 250kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度 本配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格納容器の使用温度と同じ 200 ℃ とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失を許容できる外径を選定する。 原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置を経由して外部に放出する場合については、格納容器圧力逃がし装置の系統設計流量及びよう素フィルタ吸着性能の設計確認時における配管圧損算出条件である 508.0mm を本配管の外径とする。</p>		

名 称		よう素フィルタ(A)出口ノズル ～ ベントガス放出ライン合流部
最高使用圧力	kPa	250
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	508.0
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、よう素フィルタ(A)出口ノズルとベントガス放出ライン合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置を経由して外部に放出するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 本配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主配管「フィルタ装置出口ノズル～よう素フィルタ入口分岐部」の使用圧力と同じ250kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 本配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格納容器の使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失を許容できる外径を選定する。 原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置を経由して外部に放出する場合については、格納容器圧力逃がし装置の系統設計流量及びよう素フィルタ吸着性能の設計確認時における配管圧損算出条件である508.0mmを本配管の外径とする。</p>		

名 称		よう素フィルタ(B)出口ノズル ～ ドレンタンクライン分岐部
最高使用圧力	kPa	250
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	508.0, 75.0
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、よう素フィルタ(B)出口ノズルとドレンタンクライン分岐部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置を経由して外部に放出するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>本配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主配管「フィルタ装置出口ノズル～よう素フィルタ入口分岐部」の使用圧力と同じ250kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>本配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格納容器の使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 508.0mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失を許容できる外径を選定する。</p> <p>原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置を経由して外部に放出する場合については、格納容器圧力逃がし装置の系統設計流量及びよう素フィルタ吸着性能の設計確認時における配管圧損算出条件である508.0mmを本配管の外径とする。</p> <p>3.2 外径 75.0mm</p> <p>管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は、50Aの差込み式の管と接続するため、接続する管の外径を踏まえ、75.0mmとする。</p>		

名 称		ドレンタンクライン分岐部 ～ ベントガス放出ライン合流部
最高使用圧力	kPa	250
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	508.0
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、ドレンタンクライン分岐部とベントガス放出ライン合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置を経由して外部に放出するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 本配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主配管「フィルタ装置出口ノズル～よう素フィルタ入口分岐部」の使用圧力と同じ 250kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度 本配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格納容器の使用温度と同じ 200℃ とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失を許容できる外径を選定する。 原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置を経由して外部に放出する場合については、格納容器圧力逃がし装置の系統設計流量及びよう素フィルタ吸着性能の設計確認時における配管圧損算出条件である 508.0mm を本配管の外径とする。</p>		

名 称		ベントガス放出ライン合流部 ～ 原子炉建屋頂部放出口
最高使用圧力	kPa	250
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	508.0, 588.0, 598.0
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、ベントガス放出ライン合流部と原子炉建屋頂部放出口を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置を経由して外部に放出するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>本配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主配管「フィルタ装置出口ノズル～よう素フィルタ入口分岐部」の使用圧力と同じ250kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>本配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格納容器の使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 508.0mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失を許容できる外径を選定する。</p> <p>原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置を経由して外部に放出する場合については、格納容器圧力逃がし装置の系統設計流量及びよう素フィルタ吸着性能の設計確認時における配管圧損算出条件である508.0mmを本配管の外径とする。</p> <p>3.2 外径 588.0mm, 598.0mm</p> <p>伸縮継手の外径。本継手を重大事故等において使用する場合の外径は、500Aの管と接続するため、施工性及びメーカー仕様に基づいて選定し、588.0mm及び598.0mmとする。</p>		

名 称		格納容器フィルタベント窒素パージライン接続口 ～ 格納容器フィルタベントライン窒素パージライン合流部
最高使用圧力	kPa	500, 620
最高使用温度	℃	66, 200
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、格納容器フィルタベント窒素パージライン接続口と格納容器フィルタベントライン窒素パージライン合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に格納容器圧力逃がし装置の系統内を窒素置換するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 500kPa</p> <p>本配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可搬型窒素供給装置の吐出圧力と同じ500kPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 620kPa</p> <p>本配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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ620kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 66℃</p> <p>本配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可搬型窒素供給装置の供給窒素ガス温度*を上回る66℃とする。</p> <p>注記*：可搬型窒素供給装置より供給される窒素ガスの温度は、外気の温度である38.8℃（柏崎市の過去最高気温（37.6℃）を上回る、柏崎市の観測記録に基づく年超過確率10⁻⁴の気温）以下である。</p> <p>2.2 最高使用温度 200℃</p> <p>本配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格納容器の使用温度と同じ200℃とする。</p>		

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失を許容できる外径を選定する。

可搬型窒素供給装置により格納容器圧力逃がし装置の系統内に窒素を供給する場合については、令和2年10月14日付け原規規発第2010147号にて認可された柏崎刈羽原子力発電所第7号機的设计及び工事の計画のV-1-1-5-7「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）」のうち、可搬型窒素供給装置の2.吐出圧力設定根拠の配管圧損算出条件である34.0mmを本配管の外径とする。

名 称		ドレンタンクライン分岐部 ～ ドレンタンク入口ノズル
最高使用圧力	kPa	250
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、ドレンタンクライン分岐部とドレンタンク入口ノズルを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に格納容器圧力逃がし装置の大気放出配管内で発生したドレン水をドレンタンクに導くために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>本配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主配管「フィルタ装置出口ノズル～よう素フィルタ入口分岐部」の使用圧力と同じ 250kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>本配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格納容器の使用温度と同じ 200℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、格納容器圧力逃がし装置のドレン管の標準外径である 60.5mm とする。</p>		

名 称		ドレンタンク出口ノズル ～ ドレン移送ポンプ入口ライン合流部
最高使用圧力	kPa	250, 620
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、ドレンタンク出口ノズルとドレン移送ポンプ入口ライン合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に格納容器圧力逃がし装置のドレンタンクに貯留したドレン水をドレン移送ポンプに移送するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 250kPa</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「フィルタ装置出口ノズル～よう素フィルタ入口分岐部」の使用圧力と同じ250kPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 620kPa</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）と同じ620kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、圧力損失が許容できる外径を選定する。</p> <p>ドレン移送ポンプにより系統内のドレン水又はフィルタ装置内のスクラバ水をサブプレッションチェンバに移送する場合には、ドレン移送ポンプの2.揚程設定根拠の配管圧損算出条件である60.5mmを本配管の外径とする。</p>		

名 称		フィルタ装置 ～ ドレン移送ポンプ入口ライン合流部
最高使用圧力	kPa	620
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、フィルタ装置とドレン移送ポンプ入口ライン合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置に貯留したスクラバ水（蒸気凝縮によるドレン水含む）をドレン移送ポンプに移送するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 本配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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ620kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 本配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格納容器の使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失が許容できる外径を選定する。 ドレン移送ポンプにより系統内のドレン水又はフィルタ装置内のスクラバ水をサブプレッションチェンバに移送する場合については、ドレン移送ポンプの2.揚程設定根拠の配管圧損算出条件である60.5mmを本配管の外径とする。</p>		

名 称		ドレン移送ポンプ入口ライン合流部 ～ ドレン移送ポンプ分岐部
最高使用圧力	kPa	620
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、ドレン移送ポンプ入口ライン合流部とドレン移送ポンプ分岐部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置内のスクラバ水及びドレンタンク内のドレン水をドレン移送ポンプに移送するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 本配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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ620kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 本配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格納容器の使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失が許容できる外径を選定する。 ドレン移送ポンプにより系統内のドレン水又はフィルタ装置内のスクラバ水をサブプレッションチェンバに移送する場合については、ドレン移送ポンプの2.揚程設定根拠の配管圧損算出条件である60.5mmを本配管の外径とする。</p>		

名 称		ドレン移送ポンプ分岐部 ～ ドレン移送ポンプ(A)
最高使用圧力	kPa	620
最高使用温度	℃	200, 150
外 径	mm	60.5, 90.0
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、ドレン移送ポンプ分岐部とドレン移送ポンプ(A)を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置内のスクラバ水及びドレンタンク内のドレン水をドレン移送ポンプに移送するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>本配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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ620kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 200℃</p> <p>本配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格納容器の使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 150℃</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、ベント開始後24時間*1でのフィルタ装置内スクラバ水温度が123.44℃*2であることから、それを上回る150℃とする。</p> <p>注記*1：水位調整ための作業がベント後24時間以降となるように設計していること及びベント後24時間以降はスクラバ水温度が低下傾向となることから、最高使用温度の設定にあたっては、ベント後24時間後時点でのスクラバ水温度を基準とした。</p> <p>*2：重大事故等への対処に係る措置の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の事故シーケンス（大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス）における格納容器ベント後24時間における値。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 60.5mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失が許容できる外径を選定</p>		

する。

ドレン移送ポンプにより系統内のドレン水又はフィルタ装置内のスクラバ水をサブプレッションチェンバに移送する場合には、ドレン移送ポンプの 2. 揚程設定根拠の配管圧損算出条件である 60.5mm とする。

3.2 外径 90.0mm

伸縮継手の外径。本伸縮継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、50A の管と接続するため、施工性及びメーカー仕様に基づいて選定し、90.0mm とする。

名 称		ドレン移送ポンプ分岐部 ～ ドレン移送ポンプ(B)
最高使用圧力	kPa	620
最高使用温度	℃	200, 150
外 径	mm	60.5, 90.0
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、ドレン移送ポンプ分岐部とドレン移送ポンプ(B)を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置内のスクラバ水及びドレンタンク内のドレン水をドレン移送ポンプに移送するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>本配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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ620kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 200℃</p> <p>本配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格納容器の使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 150℃</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、ベント開始後24時間*1でのフィルタ装置内スクラバ水温度が123.44℃*2であることから、それを上回る150℃とする。</p> <p>注記*1：水位調整ための作業がベント後24時間以降となるように設計していること及びベント後24時間以降はスクラバ水温度が低下傾向となることから、最高使用温度の設定にあたっては、ベント後24時間後時点でのスクラバ水温度を基準とした。</p> <p>*2：重大事故等への対処に係る措置の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の事故シーケンス（大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス）における格納容器ベント後24時間における値。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 60.5mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失が許容できる外径を選定</p>		

する。

ドレン移送ポンプにより系統内のドレン水又はフィルタ装置内のスクラバ水をサブプレッションチェンバに移送する場合には、ドレン移送ポンプの 2. 揚程設定根拠の配管圧損算出条件である 60.5mm とする。

3.2 外径 90.0mm

伸縮継手の外径。本伸縮継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、50A の管と接続するため、施工性及びメーカー仕様に基づいて選定し、90.0mm とする。

名 称		ドレン移送ポンプ(A) ～ ドレン移送ポンプ出口合流部
最高使用圧力	MPa	1.0
最高使用温度	℃	150
外 径	mm	48.6, 60.0, 60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、ドレン移送ポンプ(A)とドレン移送ポンプ出口合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置内のスクラバ水及びドレンタンク内のドレン水をドレン移送ポンプに移送するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 本配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ドレン移送ポンプの吐出側の使用圧力と同じ1.0MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 本配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ドレン移送ポンプの使用温度と同じ150℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 48.6mm, 60.5mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失が許容できる外径を選定する。 ドレン移送ポンプにより系統内のドレン水又はフィルタ装置内のスクラバ水をサブプレッションチェーンバに移送する場合には、ドレン移送ポンプの2.揚程設定根拠の配管圧損算出条件である48.6mm及び60.5mmとする。</p> <p>3.2 外径 60.0mm 伸縮継手の外径。本伸縮継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、50Aの管と接続するため、施工性及びメーカー仕様に基づいて選定し、60.0mmとする。</p>		

名 称		ドレン移送ポンプ(B) ～ ドレン移送ポンプ出口合流部
最高使用圧力	MPa	1.0
最高使用温度	℃	150
外 径	mm	48.6, 60.0, 60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、ドレン移送ポンプ(B)とドレン移送ポンプ出口合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置内のスクラバ水及びドレンタンク内のドレン水をドレン移送ポンプに移送するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 本配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ドレン移送ポンプの吐出側の使用圧力と同じ1.0MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度 本配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ドレン移送ポンプの使用温度と同じ150℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 48.6mm, 60.5mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失が許容できる外径を選定する。 ドレン移送ポンプにより系統内のドレン水又はフィルタ装置内のスクラバ水をサブプレッションチェンバに移送する場合については、ドレン移送ポンプの2.揚程設定根拠の配管圧損算出条件である48.6mm及び60.5mmとする。</p> <p>3.2 外径 60.0mm 伸縮継手の外径。本伸縮継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、50Aの管と接続するため、施工性及びメーカー仕様に基づいて選定し、60.0mmとする。</p>		

名 称		ドレン移送ポンプ出口合流部 ～ ドレン移送ポンプ窒素パージライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.0
最高使用温度	℃	150
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、ドレン移送ポンプ出口合流部とドレン移送ポンプ窒素パージライン合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置内のスクラバ水及びドレンタンク内のドレン水をドレン移送ポンプに移送するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>本配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ドレン移送ポンプの吐出側の使用圧力と同じ 1.0MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>本配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ドレン移送ポンプの使用温度と同じ 150℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失が許容できる外径を選定する。</p> <p>ドレン移送ポンプにより系統内のドレン水又はフィルタ装置内のスクラバ水をサブプレッションチェンバに移送する場合については、ドレン移送ポンプの 2. 揚程設定根拠の配管圧損算出条件である 60.5mm とする。</p>		

名 称		ドレン移送ポンプ窒素パージライン合流部 ～ T49-F020
最高使用圧力	MPa	1.0
最高使用温度	℃	150, 200
外 径	mm	60.5, 46.0, 96.0
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、ドレン移送ポンプ窒素パージライン合流部と T49-F020 を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置内のスクラバ水及びドレンタンク内のドレン水をドレン移送ポンプに移送するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>本配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ドレン移送ポンプの吐出側の使用圧力と同じ 1.0MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 150℃</p> <p>本配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ドレン移送ポンプの使用温度と同じ 150℃ とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 200℃</p> <p>本配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格納容器の使用温度と同じ 200℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 60.5mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失が許容できる外径を選定する。</p> <p>ドレン移送ポンプにより系統内のドレン水又はフィルタ装置内のスクラバ水をサプレッションチェンバに移送する場合については、ドレン移送ポンプの 2. 揚程設定根拠の配管圧損算出条件である 60.5mm とする。</p> <p>3.2 外径 46.0mm</p> <p>管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は、25A の差込み式の管</p>		

と接続するため、接続する管の外径を踏まえ、46.0mm とする。

3.3 外径 96.0mm

伸縮継手の外径。本伸縮継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、50A の管と接続するため、施工性及びメーカー仕様に基づいて選定し、96.0mm とする。

名 称		T49-F020 ～ フィルタベントドレン移送ライン合流部
最高使用圧力	kPa	620
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、T49-F020 とフィルタベントドレン移送ライン合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置内のスクラバ水及びドレンタンク内のドレン水をドレン移送ポンプに移送するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 本配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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度 本配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格納容器の使用温度と同じ 200℃ とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失が許容できる外径を選定する。 ドレン移送ポンプにより系統内のドレン水又はフィルタ装置内のスクラバ水をサブプレッションチェンバに移送する場合については、ドレン移送ポンプの 2. 揚程設定根拠の配管圧損算出条件である 60.5mm とする。</p>		

名 称		ドレン移送ライン窒素パージライン接続口 ～ ドレン移送ポンプ窒素パージライン合流部
最高使用圧力	—	500 (kPa), 1.0 (MPa)
最高使用温度	℃	66, 150
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、ドレン移送ライン窒素パージライン接続口とドレン移送ポンプ窒素パージライン合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に格納容器圧力逃がし装置のドレン移送ラインを窒素置換するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 500kPa 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における可搬型窒素供給装置の吐出圧力と同じ500kPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 1.0MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるドレン移送ポンプの吐出側の使用圧力と同じ1.0MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 66℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における可搬型窒素供給装置の供給窒素ガス温度*を上回る66℃とする。</p> <p>注記*：可搬型窒素供給装置より供給される窒素ガスの温度は、外気の温度である38.8℃（柏崎市の過去最高気温（37.6℃）を上回る、柏崎市の観測記録に基づく年超過確率10^{-4}の気温）以下である。</p> <p>2.2 最高使用温度 150℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるドレン移送ポンプの使用温度と同じ150℃とする。</p>		

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失が許容できる外径を選定する。

可搬型窒素供給装置により格納容器圧力逃がし装置の系統内に窒素を供給する場合については、令和2年10月14日付け原規規発第2010147号にて認可された柏崎刈羽原子力発電所第7号機的设计及び工事の計画のV-1-1-5-7「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）」のうち、可搬型窒素供給装置の2.吐出圧力設定根拠の配管圧損算出条件である34.0mmとする。

名 称		フィルタ装置補給用接続口 ～ フィルタ装置
最高使用圧力	—	2.0(MPa), 620(kPa)
最高使用温度	℃	66, 200
外 径	mm	76.3
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、フィルタ装置補給用接続口とフィルタ装置を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）にて格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置内に淡水を給水するため及びスクラバ水 pH 制御設備用ポンプにより水酸化ナトリウム水溶液をフィルタ装置内に移送するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 2.0MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合は、<input type="text"/> <input type="text"/> 2.0MPa とする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 620kPa 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるドレン移送ポンプの吸込側の使用圧力と同じ 620kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 66℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の使用温度 <input type="text"/> °C を上回る 66℃ とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 200℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度と同じ 200℃ とする。</p> <p>3. 外径 本配管を重大事故等時において使用する場合は、圧力損失が許容できる外径を選定する。 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により代替淡水源の水をフィルタ装置内に移送する場合及</p>		

びスクラバ水 pH 制御設備用ポンプにより水酸化ナトリウム水溶液をフィルタ装置内に移送する場合については、令和 2 年 10 月 14 日付け原規規発第 2010147 号 にて認可された柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機の設計及び工事の計画の V-1-1-5-2「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）」のうち、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び令和 2 年 10 月 14 日付け原規規発第 2010147 号 にて認可された柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機の設計及び工事の計画の V-1-1-5-7「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）」のうち、スクラバ水 pH 制御設備用ポンプの 2. 吐出圧力設定根拠の配管圧損算出条件である 76.3mm とする。

4.6.1.5 フィルター（公衆の放射線障害の防止を目的として設置するものに限る。）

名 称		フィルタ装置	
容 量	m ³	□以上(□)	
最高使用圧力	kPa	620	
最高使用温度	℃	200	
効 率	%	99.9以上（粒子状放射性物質及び無機よう素に対して）	
個 数	—	1	

【設 定 根 拠】

(概要)

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（格納容器圧力逃がし装置）として使用するフィルタ装置は、以下の機能を有する。

フィルタ装置は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、不活性ガス系を經由してフィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（格納容器圧力逃がし装置）として使用するフィルタ装置は、以下の機能を有する。

フィルタ装置は、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内における水素爆発による破損及び水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するために設置する。

系統構成は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、不活性ガス系を經由してフィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）として使用するフィルタ装置は、以下の機能を有する。

フィルタ装置は、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、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために設置する。

系統構成は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、不活性ガス系を経由してフィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、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。

1. 容量

フィルタ装置の容量は、スクラバ水の保有水量を基に設定する。

スクラバ水の保有水量について、VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」において所定の放射性物質の除去性能が得られるスクラバ水の下限水位をスクラバノズル上端から 0.5m としているため、フィルタ装置の容量は下限水位を保有水量へ換算した値である m³ 以上とする。

公称値については要求される容量を上回る、フィルタ装置の待機時水位（スクラバノズル上端から 1.0m）を保有水量に換算した値である m³ とする。

2. 最高使用圧力

フィルタ装置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格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa とする。

3. 最高使用温度

フィルタ装置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格納容器の使用温度と同じ 200℃ とする。

4. 効率

フィルタ装置の効率は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものとして定められている Cs-137 の放出量が 100TBq を下回ることができる性能を有するものとして、粒子状放射性物質除去効率 99.9% 以上とする。また、ガス状放射性無機よう素に対して 99.9% 以上の除去効率が得られる設計とする。

5. 個数

フィルタ装置は、重大事故等対処設備として、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出するために必要な個数である 1 個設

置する。

名 称		よう素フィルタ
容 量	m ³ /個	—
最高使用圧力	kPa	250
最高使用温度	℃	200
効 率	%	98 以上（有機よう素に対して）
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置）として使用するよう素フィルタは、以下の機能を有する。</p> <p>よう素フィルタは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、不活性ガス系を經由してフィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。</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うち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（格納容器圧力逃がし装置）として使用するよう素フィルタは、以下の機能を有する。</p> <p>よう素フィルタは、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内における水素爆発による破損及び水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、不活性ガス系を經由してフィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。</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うち圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）として使用するよう素フィルタは、以下の機能を有する。</p>		

よう素フィルタは、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、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために設置する。

系統構成は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、不活性ガス系を経由してフィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、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。

1. 容量

よう素フィルタはフィルタであるため、容器としての記載項目である容量は設定しない。

2. 最高使用圧力

よう素フィルタ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主配管「フィルタ装置出口ノズル～よう素フィルタ入口分岐部」の使用圧力と同じ 250kPa とする。

3. 最高使用温度

よう素フィルタ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格納容器の使用温度と同じ 200℃とする。

4. 効率

よう素フィルタの効率は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるよう、ガス状放射性有機よう素に対して 98%以上の除去効率が得られる設計とする。

5. 個数

よう素フィルタは、重大事故等対処設備として、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出するために必要な個数である 2 個設置する。

VI-1-1-5-8 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

(その他発電用原子炉の附属施設)

VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

(その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備))

目 次

1. 概要	1
2. 非常用発電装置	3
2.1 非常用ディーゼル発電設備	3
2.1.1 内燃機関	3
2.1.2 燃料設備	15
2.1.3 発電機	27
2.2 代替交流電源設備	29
2.2.1 ガスタービン	29
2.2.2 内燃機関	30
2.2.3 燃料設備	34
2.2.4 発電機	38
3. その他の電源装置	42
3.1 無停電電源装置	42
3.2 電力貯蔵装置	43

1. 概要

本資料は、その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）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。

以下の設備の設備別記載事項の設定根拠に関する説明は、令和2年10月14日付け原規規発第2010147号にて認可された柏崎刈羽原子力発電所第7号機の設計及び工事の計画のV-1-1-5-8-1「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）」による。

- ・ 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ（7号機設備，6,7号機共用）
- ・ 軽油タンク（7号機設備，重大事故等時のみ6,7号機共用）
- ・ タンクローリ（16kL）（7号機設備，6,7号機共用）
- ・ タンクローリ（4kL）（7号機設備，6,7号機共用）
- ・ 軽油タンク（A）～タンクローリ接続口（6,7号機共用）
- ・ 軽油タンク（B）～タンクローリ接続口（6,7号機共用）
- ・ 軽油タンク（A）～タンクローリ接続口（7号機設備，6,7号機共用）
- ・ 軽油タンク（B）～タンクローリ接続口（7号機設備，6,7号機共用）
- ・ 給油口～第一ガスタービン発電機用燃料タンク（7号機設備，6,7号機共用）
- ・ 第一ガスタービン発電機用燃料タンク～第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ（7号機設備，6,7号機共用）
- ・ 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ～第一ガスタービン発電機用燃料小出し槽（7号機設備，6,7号機共用）
- ・ タンクローリ給油ライン接続用20mホース（7号機設備，6,7号機共用）
- ・ タンクローリ給油ライン接続用40mホース（7号機設備，6,7号機共用）
- ・ タンクローリ給油ライン接続用3mホース（7号機設備，6,7号機共用）
- ・ 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備用内燃機関（7号機設備，6,7号機共用）
- ・ 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備用機関付冷却水ポンプ（7号機設備，6,7号機共用）
- ・ 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備用燃料タンク（7号機設備，6,7号機共用）
- ・ 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（7号機設備，6,7号機共用）
- ・ 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備用励磁装置（7号機設備，6,7号機共用）
- ・ モニタリングポスト用発電機用内燃機関（7号機設備，6,7号機共用）
- ・ モニタリングポスト用発電機用機関付冷却水ポンプ（7号機設備，6,7号機共用）
- ・ モニタリングポスト用発電機用燃料タンク（7号機設備，6,7号機共用）
- ・ モニタリングポスト用発電機（7号機設備，6,7号機共用）
- ・ モニタリングポスト用発電機用励磁装置（7号機設備，6,7号機共用）
- ・ 可搬型窒素供給装置用可搬型電源設備用内燃機関（7号機設備，6,7号機共用）*
- ・ 可搬型窒素供給装置用可搬型電源設備用機関付冷却水ポンプ（7号機設備，6,7号機共用）*
- ・ 可搬型窒素供給装置用可搬型電源設備用燃料タンク（7号機設備，6,7号機共用）*
- ・ 可搬型窒素供給装置用可搬型電源設備（7号機設備，6,7号機共用）*

- ・可搬型窒素供給装置用可搬型電源設備用励磁装置（7号機設備，6,7号機共用）*

注記*：設備別記載事項の設定根拠に関する説明書の概要のうち，その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する場合の記載について，「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止」を「水素爆発による原子炉格納容器の破損及び水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止」に読み替える。

2. 非常用発電装置

2.1 非常用ディーゼル発電設備

2.1.1 内燃機関

2.1.1.1 内燃機関

名 称		ディーゼル機関
機 関 個 数	—	3
過 給 機 個 数	—	6 (ディーゼル機関 1 個につき 2)
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 非常用ディーゼル発電設備の一部であるディーゼル機関は、設計基準対象施設として設計基準事故時に発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置の機能を維持するため、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために必要な電力を供給し、工学的安全施設等の設備が必要とする電源が所定の時間内に所定の電圧に到達し、継続的に電力を供給する非常用ディーゼル発電設備を運転するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用するディーゼル機関は、以下の機能を有する。 ディーゼル機関は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な発電機を駆動するために設置する。 ディーゼル機関は、重大事故等対処設備へ給電する発電機を駆動できる設計とする。 <p>1. 機関个数 ディーゼル機関は、設計基準対象施設として工学的安全施設等の設備が必要とする電力を供給するために必要な个数として各系列に 1 個とし、合計 3 個設置する。 重大事故等時に使用するディーゼル機関は、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。</p> <p>2. 過給機个数 ディーゼル機関の過給機は、設計基準対象施設として非常用ディーゼル発電設備を運転する機関に必要な个数であるディーゼル機関 1 個につき 2 個とし、合計 6 個設置する。</p>		

重大事故等時に使用するディーゼル機関の過給機は，設計基準対象施設として6個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

2.1.1.2 内燃機関に附属する冷却水設備

名 称		機関付清水ポンプ	
容 量	m ³ /h/個	□以上(□)	
個 数	—	3 (ディーゼル機関 1 個につき 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>機関付清水ポンプは、設計基準対象施設として非常用ディーゼル発電設備のうち、ディーゼル機関（シリンダ部）を直接冷却する冷却水設備であり、ディーゼル機関運転時に燃料の燃焼により発熱するディーゼル機関高温部への冷却水を確保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>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する機関付清水ポンプは、以下の機能を有する。</p> <p>機関付清水ポンプは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を供給する非常用ディーゼル発電設備のディーゼル機関を冷却するために設置する。</p> <p>機関付清水ポンプは、ディーゼル機関（シリンダ部）へ冷却水を供給し、シリンダ部を直接冷却できる設計とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>設計基準対象施設として使用する機関付清水ポンプの容量は、機関の発熱を十分に除去できる容量とする。</p> <p>機関付清水ポンプの必要容量は、下記のように求める。</p> $Q = L / \Delta_T / \rho / C_p$ $= (\square \times 4.1868) / \square / 1000 / (1 \times 4.1868) = \square \text{ m}^3/\text{h}$ <p>Q : 必要容量 (m³/h)</p> <p>L : 熱負荷 (kJ/h) = □ (kcal/h) × 4.1868 (kJ/kcal) (メーカ実績より)</p> <p>Δ_T : 出入口温度差 (K) = □</p> <p>ρ : 冷却水の密度 (kg/m³) = 1000</p> <p>C_p : 冷却水の比熱 (kJ/(kg・K)) = 1 (kcal/kg・K) × 4.1868 (kJ/kcal)</p> <p>以上より、機関付清水ポンプの容量は、□m³/hを上回る容量として、□m³/h/個以上とす</p>			

る。

機関付清水ポンプを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m³/h/個以上とする。

公称値については、要求される値と同じ m³/h/個とする。

2. 個数

機関付清水ポンプは、設計基準対象施設としてディーゼル機関高温部への冷却水を確保するために必要な個数であるディーゼル機関1個につき1個とし、合計3個設置する。

重大事故等時に使用する機関付清水ポンプは、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。

2.1.1.3 内燃機関に附属する空気圧縮設備

2.1.1.3.1 空気だめ

名 称		空気だめ
容 量	m ³ /個	2.2 以上 (3)
最 高 使 用 圧 力	MPa	3.24
最 高 使 用 温 度	℃	90
個 数	—	6 (ディーゼル機関 1 個につき 2)

【設 定 根 拠】

(概要)

・設計基準対象施設

空気だめは、設計基準対象施設としてディーゼル機関自動始動のための圧縮空気を蓄えるために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する空気だめは、以下の機能を有する。

空気だめは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を供給する非常用ディーゼル発電設備のディーゼル機関を自動始動可能とするために設置する。

空気だめは、ディーゼル機関を始動できる圧力及び容量の圧縮空気を貯蔵し、始動時にディーゼル機関へ始動空気を送ることができる設計とする。

1. 容量

設計基準対象施設として使用する空気だめの容量は、ディーゼル機関における始動用空気系統の設計仕様に基づき、ディーゼル機関の自動始動が 8 回可能な容量とする。

上記の条件を満足する空気だめの必要容量は、下記のように求める。

$$V = \frac{P_0 \cdot Q \cdot N}{P_1 - P_2} = \frac{1 \times 9.80665 \times 10^{-2} \times \square \times 8}{30 \times 9.80665 \times 10^{-2} - \square \times 9.80665 \times 10^{-2}} = 2.2 \text{ m}^3$$

V : 必要空気だめ容量 (m³)

Q : 自動始動 1 回に要する平均空気量 (m³) = \square (メーカー実績より)

N : 始動回数 (回) = 8

P₁ : 空気だめの定格圧力 (MPa[abs]) = 30 (kg/cm²) × 9.80665 × 10⁻² (cm/s²)

P₂ : 8 回始動後の圧力 (MPa[abs]) = \square (kg/cm²) × 9.80665 × 10⁻² (cm/s²)
(メーカー実績より)

$$P_0 : \text{大気圧 (MPa[abs])} = 1 \text{ (kg/cm}^2\text{)} \times 9.80665 \times 10^{-2} \text{ (cm/s}^2\text{)}$$

以上より、空気だめの容量は、2.2m³を上回る容量として、2.2m³/個以上（2個で4.4m³以上）とする。

空気だめを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、2.2m³/個以上（2個で4.4m³以上）とする。

公称値については、要求される容量を上回る3m³/個（2個で6m³）とする。

2. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する空気だめの最高使用圧力は、空気圧縮機の吐出圧力 MPa を上回る3.24MPaとする。

空気だめ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同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.24MPaとする。

3. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する空気だめの最高使用温度は、空気圧縮機の吐出空気温度が約 °Cであることから、これを上回る温度として、90°Cとする。

空気だめを重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、90°Cとする。

4. 個数

空気だめは、設計基準対象施設としてディーゼル機関自動始動が8回可能な圧縮空気を蓄えるために必要な個数であるディーゼル機関1個当たり1個に余裕を加えたディーゼル機関1個当たり2個とし、合計6個設置する。

重大事故等時に使用する空気だめは、設計基準対象施設として合計6個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

2.1.1.3.2 空気だめの安全弁

名 称		空気だめの安全弁
吹 出 圧 力	MPa	3.24
個 数	—	6 (空気だめ 1 個につき 1)
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>空気だめの安全弁は、空気だめに設置する安全弁であり、設計基準対象施設として空気だめの圧力が最高使用圧力となった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、空気だめの圧力が重大事故等時における使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。</p> <p>1. 吹出圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する空気だめの安全弁の吹出圧力は、空気だめの最高使用圧力と同じ 3.24MPa とする。</p> <p>空気だめの安全弁を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.24MPa とする。</p> <p>2. 個数</p> <p>空気だめの安全弁は、設計基準対象施設として空気だめの圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である空気だめ 1 個につき 1 個とし、合計 6 個設置する。</p> <p>重大事故等時に使用する空気だめの安全弁は、設計基準対象施設として合計 6 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

2.1.1.3.3 圧縮機

名 称		空気圧縮機	
容 量	m ³ /h/個	□ 以上(□)	
吐 出 圧 力	MPa	□ 以上(□)	
原 動 機 出 力	kW/個	15	
個 数	—	6 (ディーゼル機関 1 個につき 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>空気圧縮機は、設計基準対象施設としてディーゼル機関始動のための始動用空気を空気だめへ充気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>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する空気圧縮機は、以下の機能を有する。</p> <p>空気圧縮機は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を供給する非常用ディーゼル発電設備のディーゼル機関を始動するために設置する。</p> <p>空気圧縮機は、ディーゼル機関の自動始動に必要な圧縮空気を空気だめに供給できる設計とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>設計基準対象施設として使用する空気圧縮機の容量は、ディーゼル機関 1 回の自動始動による定格圧力からの圧力降下分を 2 個の空気圧縮機で空気だめを 10 分以内に定格圧力まで充気できる容量とする。</p> <p>上記の条件を満足する空気圧縮機の必要容量は、下記のように求める。</p> $Q = \frac{V \cdot \left[\frac{P_1}{P_0} \right]}{\left[\frac{t}{60} \right]} \cdot \frac{1}{N} = \frac{3.0 \times \left \frac{\square \times 9.80665 \times 10^{-2}}{1 \times 9.80665 \times 10^{-2}} \right }{\left[\frac{10}{60} \right]} \times \frac{1}{2} = \square \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ <p>Q : 空気圧縮機必要容量 (m³/h/個)</p> <p>V : 空気だめ容量 (m³) = 3.0</p> <p>P₁ : 1 回の自動始動による定格圧力からの圧力降下 (MPa)</p> <p style="padding-left: 2em;">= □ (kg/cm²) × 9.80665 × 10⁻² (cm/s²) (メーカー実績より)</p> <p>P₀ : 大気圧 (MPa[abs]) = 1 (kg/cm²) × 9.80665 × 10⁻² (cm/s²)</p>			

t : 時間 (min) =10

N : ディーゼル機関 1 個の空気圧縮機の個数 =2

上記から、空気圧縮機の容量は、 m³/h を上回る容量として、 m³/h/個以上とする。

空気圧縮機を重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m³/h/個以上とする。

公称値については、要求される値と同じ m³/h/個とする。

2. 吐出圧力

設計基準対象施設として使用する空気圧縮機の吐出圧力は、空気だめの圧力上昇による空気圧縮機の自動運転停止設定値 MPa と同じとし、 MPa 以上とする。

空気圧縮機を重大事故等時において使用する場合の吐出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 MPa 以上とする。

公称値については、要求される値と同じ MPa とする。

3. 原動機出力

設計基準対象施設として使用する空気圧縮機の原動機出力は、風量 m³/h 時の軸動力を基に設定する。

$$\eta_{ad} = \frac{P_{ad}}{P_{corr}} \times 100$$

$$P_{ad} = \frac{(i+1) \cdot \kappa}{\kappa - 1} \cdot \frac{p_1 \cdot q_v}{0.06} \cdot \left[\left(\frac{p_2}{p_1} \right)^{\frac{\kappa - 1}{(i+1) \cdot \kappa}} - 1 \right]$$

(引用文献：日本産業規格 J I S B 8 3 4 1 (2008) 「容積形圧縮機－試験及び検査方法」)

$$P_{corr} = \frac{\frac{(i+1) \cdot \kappa}{\kappa - 1} \cdot \frac{p_1 \cdot q_v}{0.06} \cdot \left[\left(\frac{p_2}{p_1} \right)^{\frac{\kappa - 1}{(i+1) \cdot \kappa}} - 1 \right]}{\eta_{ad} / 100}$$

P_{corr}	: 圧縮機の軸動力 (kW)	
P_{ad}	: 等エントロピー圧縮空気動力 (理論断熱空気動力) (kW)	
p_1	: 吸込空気の絶対圧力 (MPa[abs])	= 0.101325
q_v	: 吸込状態に換算した空気量 (m ³ /min)	= <input type="text"/>
κ	: 空気の等エントロピー指数 (断熱指数)	= 1.4
p_2	: 吐出し空気の絶対圧力 (MPa[abs])	= <input type="text"/>
i	: 中間冷却器の数	= <input type="text"/>
η_{ad}	: 全等エントロピー効率 (全断熱効率) (%)	= <input type="text"/>

$$P_{corr} = \frac{(\text{>+1) \times 1.4}{1.4-1} \times \frac{0.101325 \times \text{>}}{0.06} \times \left[\frac{\text{>}}{0.101325} \left| \frac{1.4-1}{(\text{>+1) \times 1.4} - 1 \right. \right]$$

$$= 8.48 \div 8.5 \text{ kW}$$

上記より、空気圧縮機の原動機出力は、必要軸動力 8.5kW を上回る出力とし、15kW/個とする。

空気圧縮機を重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、15kW/個とする。

4. 個数

空気圧縮機は、設計基準対象施設としてディーゼル機関始動のための始動用空気を空気だめへ充気するために必要な個数であるディーゼル機関 1 個につき 2 個とし、合計 6 個設置する。

空気圧縮機は、設計基準対象施設として 6 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

2.1.1.4 燃料ディタンク又はサービスタンク

名 称		燃料ディタンク
容 量	m ³ /個	12.6 以上(18)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	50
個 数	—	3 (ディーゼル機関 1 個につき 1)

【設 定 根 拠】

(概要)

・設計基準対象施設

燃料ディタンクは、設計基準対象施設として軽油タンクから供給された燃料油を貯蔵するとともに、ディーゼル機関の連続運転に必要な燃料油を確保するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する燃料ディタンクは、以下の機能を有する。

燃料ディタンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を供給する非常用ディーゼル発電設備のディーゼル機関を連続運転可能とするために設置する。

燃料ディタンクは、軽油タンクより供給された燃料油を貯蔵し、ディーゼル機関の連続運転に必要な燃料油を供給できる設計とする。

1. 容量

設計基準対象施設として使用する燃料ディタンクの容量は、ディーゼル機関が発電機定格出力で 時間の連続運転が可能な容量とする。

$$V = \frac{N \cdot C \cdot H}{\gamma} + D$$

$$= \frac{5000 \times \frac{\text{[]} \times \text{[]}}{\text{[]}}}{\text{[]}} + \text{[]} = 12.51 \approx 12.6 \text{ m}^3$$

V : 燃料ディタンク必要容量 (m³)

N : 発電機定格出力 (kW) = 5000

C : 燃料消費率 (kg/kW·h) = (メーカー実績)

これにマージン 3% を考慮し、

$C =$ とする。

H : 連続運転時間 (h) =

γ : 燃料油の密度 (kg/m³) = (設計値)

D : 燃料ディタンク死容積 (m³) =

以上より、燃料ディタンクの容量は、12.6m³/個以上とする。

燃料ディタンクを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、12.6m³/個以上とする。

公称値については、要求される容量を上回る 18m³/個とする。

2. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する燃料ディタンクの最高使用圧力は、燃料ディタンクが大気開放タンクであることから、静水頭とする。

燃料ディタンク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同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、静水頭とする。

3. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する燃料ディタンクの最高使用温度は、非常用ディーゼル発電設備室内設計条件の最高温度 45℃を考慮し、50℃とする。

燃料ディタンクを重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、50℃とする。

4. 個数

燃料ディタンクは、設計基準対象施設としてディーゼル機関の連続運転するために必要な個数であるディーゼル機関 1 個につき 1 個とし、合計 3 個設置する。

重大事故等時に使用する燃料ディタンクは、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。

2.1.2 燃料設備

2.1.2.1 ポンプ

名 称		燃料移送ポンプ
容 量	m ³ /h/個	□以上 (□)
吐 出 圧 力	MPa	□以上 (□)
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	2.2
個 数	—	3 (ディーゼル機関1個につき1)

【設 定 根 拠】

(概要)

・設計基準対象施設

燃料移送ポンプは、設計基準対象施設として軽油タンクから燃料ディタンクまで燃料を移送するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する燃料移送ポンプは、以下の機能を有する。

燃料移送ポンプは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、燃料移送ポンプを用いて、重大事故等対処設備へ給電する非常用ディーゼル発電設備の燃料を軽油タンクから燃料ディタンクへ供給できる設計とする。

1. 容量

設計基準対象施設として使用する燃料移送ポンプの容量は、ディーゼル機関定格出力運転時の燃料消費量以上を供給可能な容量としている。

$$Q = \frac{N \cdot C}{\gamma}$$

$$= \frac{5000 \times \square}{\square} = \square \div \square \text{ m}^3/\text{h}$$

Q : 燃料移送ポンプ必要容量 (m³/h)

N : 発電機定格出力 (kW) = 5000

γ : 燃料の密度 (kg/m³) = (設計値)

C : 燃料消費率 (kg/kW・h) = (メーカー実績)

これにマージン % を考慮し、C = とする。

以上より、燃料移送ポンプの容量は m³/h となるが、供給能力に十分余裕をみて、必要容量の 2 倍の容量とし、 m³/h × 2 = m³/h/個以上とする。

燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m³/h/個以上とする。

公称値については、要求される容量を上回る m³/h/個とする。

2. 吐出圧力

設計基準対象施設として使用する燃料移送ポンプの吐出圧力は、燃料移送ポンプから燃料ディタンクに燃料を移送するときの水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約 0MPa
静水頭	約 0.12MPa
機器圧損	約 <input type="text"/> MPa
配管及び弁類圧損	約 0.06MPa
合計	約 <input type="text"/> MPa

以上より、燃料移送ポンプの吐出圧力は約 MPa を上回る MPa 以上とする。

燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の吐出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 MPa 以上とする。

公称値については、要求される吐出圧力と同じ MPa とする。

3. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する燃料移送ポンプの最高使用圧力は、主配管「燃料移送ポンプ～燃料ディタンク」の最高使用圧力と同じ 0.98MPa とする。

燃料移送ポンプ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同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、0.98MPa とする。

4. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する燃料移送ポンプの最高使用温度は、軽油タンクの最高使用温度に合わせ、66℃とする。

燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66℃とする。

5. 原動機出力

設計基準対象施設として使用する燃料移送ポンプの原動機出力は、流量 m³/h 時の軸動力を基に設定する。

燃料移送ポンプの流量が m³/min (= m³/h)、全圧力 MPa とすると、その時の同ポンプに必要な軸動力は下記の式より 1.1kW となる。

$$P_u = \frac{10^3}{60} \cdot Q \cdot p$$

$$\eta = \frac{P_u}{P} \cdot 100$$

$$P = \frac{10^3 \cdot Q \cdot p}{60 \cdot \eta} \cdot 100$$

$$= \frac{10^3 \times \text{} \times \text{}}{60 \times \text{}} \times 100 = 1.08 \div 1.1 \text{ kW}$$

(引用文献：日本産業規格 J I S B 8 3 1 2 (2002)

「歯車ポンプ及びねじポンプ—試験方法」)

P : 軸動力 (kW)

P_u : 水動力 (kW)

Q : 吐出し量 (m³/min) =

p : 全圧力 (MPa) =

η : ポンプ効率 (%) =

以上より、燃料移送ポンプの原動機出力は、軸動力 1.1kW を上回る出力とし、2.2kW/個とする。

燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、2.2kW/個とする。

6. 個数

燃料移送ポンプ (原動機含む。) は、設計基準対象施設として軽油タンクから燃料ディタン

クまで燃料を移送するために必要な個数であるディーゼル機関1個につき1個とし、合計3個設置する。

燃料移送ポンプは、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため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。

2.1.2.2 容器

名 称		軽油タンク（重大事故等時のみ 6, 7 号機共用）
容 量	kL/個	□以上(565)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 軽油タンクは、設計基準対象施設として7日間の外部電源喪失を仮定しても、非常用ディーゼル発電設備の連続運転により必要とする電力を供給できるよう、7日間分の容量以上の燃料を貯蔵するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備のうち非常用発電装置（非常用ディーゼル発電設備）として使用する軽油タンクは、以下の機能を有する。 <p>軽油タンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、非常用ディーゼル発電設備へ軽油タンクから燃料移送ポンプを用いて燃料を供給できる設計とする。</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備のうち非常用発電装置（代替交流電源設備、緊急時対策所代替電源設備、監視測定設備用電源設備）として使用する軽油タンクは、以下の機能を有する。</p> <p>軽油タンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、軽油タンクからタンクローリ（4kL）を使用し、電源車、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリングポスト用発電機へ燃料を供給、又はタンクローリ（16kL）を使用し、第一ガスタービン発電機用燃料タンクへ燃料を供給できる設計とする。</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち補機駆動用燃料設備として使用する軽油タンクは、以下の機能を有する。</p>		

軽油タンクは、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な設備の補機駆動用燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、軽油タンクからタンクローリ（4kL）を使用し、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）燃料タンク、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）燃料タンク、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）燃料タンク、大容量送水車（海水取水用）燃料タンク及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）燃料タンクへ燃料を供給できる設計とする。

1. 容量

設計基準対象施設として使用する軽油タンクの容量は、設計基準事故に対処するために非常用ディーゼル発電設備 2 基が定格で 7 日間連続運転可能な容量、試験で使用する容量及び無効容量を基に設定する。

- | | | | |
|------------------------------------|---|----------------------|----|
| ① 非常用ディーゼル発電設備 2 基を定格で 7 日間運転可能な容量 | : | <input type="text"/> | kL |
| ② 試験で使用する容量 | : | <input type="text"/> | kL |
| ③ 無効容量 | : | <input type="text"/> | kL |
| ④ 合計 | : | <input type="text"/> | kL |

上記から、設計基準対象施設として使用する軽油タンクの必要容量は、 kL/個以上とする。

重大事故等対処設備として使用する軽油タンクの容量は、必要な各機器を 7 日間運転継続可能な容量を基に設定する。

有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において想定した事故シーケンスにおいて、軽油タンクの燃料消費量が最も厳しくなるのは、崩壊熱除去機能喪失事象であり、使用機器及び燃料消費量を表 1 に示す。

表 1 より、使用機器の 7 日間運転継続に必要な燃料は、504.3kL となる。

以上より、軽油タンクの容量は、設計基準対象施設の必要容量である kL を下回るため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 kL/個以上となる。

公称値については、要求される容量 kL を上回る 565kL/個とする。

表 1 崩壊熱除去機能喪失事象における使用機器及び燃料消費量

使用機器	個数 (個)	燃料消費率 (kL/h)	燃料消費率 (kL/7日間)
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	8		
電源車	4		
第一ガスタービン発電機* ¹	2		
モニタリングポスト用発電機	3		
5号機原子炉建屋内緊急時対策所用 可搬型電源設備	1		
大容量送水車 (熱交換器ユニット 用)	2		
計			504.3

注記*1: 保管時にガスタービン発電機用燃料タンクに保有されている燃料は保守的に考慮せず、軽油タンクから補給される燃料のみ考慮し評価を行う。

*2: 第一ガスタービン発電機の定格時の燃料消費量は kL/h となるが、本評価における燃費消費量は第一ガスタービン発電機使用時の実負荷を考慮した燃費消費量とする。

2. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する軽油タンクの最高使用圧力は、軽油タンクが開放型タンクであることから、静水頭とする。

軽油タンクを重大事故等時において使用する場合の圧力は、軽油タンクが開放型タンクであることから、設計基準対象施設と同仕様で設計し、静水頭とする。

3. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する軽油タンクの最高使用温度は、軽油タンクが開放型タンクであることから、外気の温度*³を上回る 66℃とする。

軽油タンクを重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66℃とする。

注記*3: 外気の温度は、柏崎市の過去最高気温 (37.6℃) を上回る、柏崎市の観測記録に基づく年超過確率 10^{-4} の気温である 38.8℃とする。

4. 個数

軽油タンクは、設計基準対象施設として非常用ディーゼル発電設備 2 基が定格で 7 日間連続

運転可能な燃料を貯蔵するために必要なものを2個設置する。

重大事故等時に使用する軽油タンクは、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。

2.1.2.3 主配管

名 称		軽油タンク ～ 燃料移送ポンプ
最高使用圧力	MPa	0.10
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	76.3
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、軽油タンクと燃料移送ポンプを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として非常用ディーゼル発電設備の運転に必要な燃料を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、軽油タンクの最高使用圧力を上回る0.10MPaとする。</p> <p>本配管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同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、0.10MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、軽油タンクの最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本配管を設計基準対象施設として使用する場合の外径は、軽油タンクから供給される燃料は油であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、76.3mmとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同じ76.3mmとする。</p>		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
76.3	7.0	65	0.00305	4	0.4	
76.3	5.2	65	0.00341	4	0.3	

注記* : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		燃料移送ポンプ ～ 燃料ディタンク
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	60.5, 34.0, 50A
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、燃料移送ポンプと燃料ディタンクを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として非常用ディーゼル発電設備の運転に必要な燃料を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管（フレキシブルホース含む。）の最高使用圧力は、燃料移送ポンプの逃がし弁全開時の設定圧 0.89MPa に系統最下端に加わる圧力約 0.02MPa を考慮し、0.98MPa とする。</p> <p>本配管（フレキシブルホース含む。）を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、0.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管（フレキシブルホース含む。）の最高使用温度は、軽油タンクの最高使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>本配管（フレキシブルホース含む。）を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 60.5mm, 34.0mm</p> <p>本配管を設計基準対象施設として使用する場合は、軽油タンクから供給される燃料は油であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、60.5mm, 34.0mm とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同じ 60.5mm, 34.0mm とする。</p>		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
60.5	5.5	50	0.00192	4	0.6	<input type="text"/>
34.0	4.5	25	0.00049	4	2.3	<input type="text"/>
60.5	3.9	50	0.00218	4	0.5	<input type="text"/>

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

3.2 外径 50A

フレキシブルホースの外径。本フレキシブルホースを設計基準対象施設として使用する場合の外径は、50Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、50Aとする。

本フレキシブルホースを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同じ50Aとする。

2.1.3 発電機

2.1.3.1 発電機

名 称		発電機	
容 量	kVA/個	6250	
個 数	—	3 (ディーゼル機関 1 個につき 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>発電機は、設計基準対象施設として設計基準事故時に発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置の機能を維持するため、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために必要な電力を供給し、工学的安全施設等の設備が必要とする電源が所定の時間内に所定の電圧に到達し、継続的に電力を供給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>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する発電機は、以下の機能を有する。</p> <p>発電機は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>発電機は、重大事故等対処設備へ給電できる設計とする。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 容量 <ul style="list-style-type: none"> 発電機の容量に関しては、VI-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて説明する。 2. 個数 <ul style="list-style-type: none"> 発電機は、設計基準対象施設として工学的安全施設等の設備が必要とする電力を供給するために必要な個数である各系列に 1 個とし、合計 3 個 (ディーゼル機関 1 個につき 1 個) 設置する。 発電機は、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。 			

2.1.3.2 励磁装置

名 称		励磁装置	
容 量	kW/個	47.3	
個 数	—	3 (発電機 1 個につき 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>励磁装置は、設計基準対象施設として設計基準事故時に発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置の機能を維持するため、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために必要な電力を供給し、工学的安全施設等の設備が必要とする電源が所定の時間内に所定の電圧に到達し、継続的に電力を供給する発電機を励磁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>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する励磁装置は、以下の機能を有する。</p> <p>励磁装置は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する発電機を励磁するために設置する。</p> <p>励磁装置は、重大事故等対処設備へ給電する発電機を励磁できる設計とする。</p>			
<p>1. 容量</p> <p>設計基準事故時に使用する励磁装置の容量は、発電機のメーカーによる開発段階で、47.3kWの容量であれば、発電機の励磁に関して、性能上問題ないことを確認している。</p> <p>以上より、励磁装置の容量は47.3kW/個とする。</p> <p>励磁装置を重大事故等に使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、47.3kW/個とする。</p>			
<p>2. 個数</p> <p>励磁装置は、設計基準対象施設として発電機を励磁するために必要な個数である発電機 1 個につき 1 個とし、合計 3 個設置する。</p> <p>励磁装置は、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。</p>			

2.2 代替交流電源設備

2.2.1 ガスタービン

2.2.1.1 ガスタービン

名 称		第一ガスタービン発電機用ガスタービン (7号機設備, 6,7号機共用)	
個 数	—	2 (発電機1個につき1)	
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する第一ガスタービン発電機用ガスタービンは、以下の機能を有する。</p> <p>第一ガスタービン発電機用ガスタービンは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する第一ガスタービン発電機を駆動するために設置する。</p> <p>第一ガスタービン発電機用ガスタービンは、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、メタルクラッド開閉装置 6C 及びメタルクラッド開閉装置 6D、又は AM 用 MCC へ接続することで必要な設備に電力を給電する第一ガスタービン発電機の発電機を駆動できる設計とする。</p> <p>1. 個数</p> <p>第一ガスタービン発電機用ガスタービンは、重大事故等対処設備として第一ガスタービン発電機の発電機を駆動するために必要な個数である発電機1個につき1個とし、合計2個設置する。</p>			

2.2.2 内燃機関

2.2.2.1 内燃機関

名 称		電源車用内燃機関（7号機設備，6,7号機共用）
機 関 個 数	—	1
過 給 機 個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する電源車用内燃機関は，以下の機能を有する。</p> <p>電源車用内燃機関は，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する電源車の発電機を駆動するために設置する。</p> <p>電源車用内燃機関は，設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に，メタルクラッド開閉装置 6C 及びメタルクラッド開閉装置 6D，又は AM 用 MCC へ接続し，若しくは直接，熱交換器ユニットへ接続することで必要な設備に電力を給電する電源車の発電機を駆動できる設計とする。</p> <p>1. 機関个数</p> <p>電源車用内燃機関は，電源車付の内燃機関であるため，重大事故等対処設備として電源車を駆動するために必要な个数である電源車 1 個当たり 1 個設置する。</p> <p>2. 過給機个数</p> <p>電源車用内燃機関の過給機は，電源車用内燃機関付の過給機であるため，重大事故等対処設備として電源車を駆動するために必要な个数である電源車用内燃機関 1 個当たり 1 個設置する。</p>		

2.2.2.2 内燃機関に附属する冷却水設備

名 称		電源車用機関付冷却水ポンプ (7号機設備, 6,7号機共用)	
容 量	m ³ /h	[] 以上 ([])	
個 数	—	1	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する電源車用機関付冷却水ポンプは、以下の機能を有する。</p> <p>電源車用機関付冷却水ポンプは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する電源車用内燃機関を冷却するために設置する。</p> <p>電源車用機関付冷却水ポンプは、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、メタルクラッド開閉装置 6C 及びメタルクラッド開閉装置 6D、又は AM 用 MCC へ接続し、若しくは直接、熱交換器ユニットへ接続することで必要な電力を供給する電源車用内燃機関を冷却できる設計とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>電源車用機関付冷却水ポンプを重大事故等時に使用する場合の容量は、ディーゼル機関のメーカーによる開発段階で、[] m³/h の冷却水容量であれば、ディーゼル機関高温部の冷却に関して、性能上問題ないことを確認している。</p> <p>以上より、電源車用機関付冷却水ポンプの容量は [] m³/h 以上とする。</p> <p>公称値については、要求される容量と同じ [] m³/h とする。</p> <p>2. 個数</p> <p>電源車用機関付冷却水ポンプは、電源車用内燃機関付の冷却水ポンプであるため、重大事故等対処設備として電源車の機関を冷却するために必要な個数である電源車用内燃機関 1 個当たり 1 個設置する。</p>			

2.2.2.3 燃料デイトンク又はサービスタンク

名 称		電源車用車載燃料タンク (7号機設備, 6,7号機共用)
容 量	L	221以上(250)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	60
個 数	—	1

【設 定 根 拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する電源車用車載燃料タンクは、以下の機能を有する。

電源車用車載燃料タンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する電源車の燃料を貯蔵するために設置する。

電源車用車載燃料タンクは、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、メタルクラッド開閉装置 6C 及びメタルクラッド開閉装置 6D、又は AM 用 MCC へ接続し、若しくは直接、熱交換器ユニットへ接続することで必要な電力を供給する電源車用内燃機関の燃料を貯蔵できる設計とする。

1. 容量

電源車用車載燃料タンクを重大事故等時に使用する場合の容量は、電源車の 100%負荷連続運転時の燃料消費量を基に設定する。

タンクローリ (4kL) からの燃料補給期間が約 2.0 時間後であることから、この間の電源車の燃料消費量は以下のとおり 221L である。

$$V = C \cdot H = 110.25 \times 2.0 \approx 221$$

ここで、

V : 燃料消費量(L)

H : 運転時間(h)

C : 燃料使用量(L/h)

以上より、電源車用車載燃料タンクの容量は、燃料補給までの燃料消費量である 221L 以上とする。

公称値については要求される容量 221L を上回る 250L とする。

2. 最高使用圧力

電源車用車載燃料タンクを重大事故等時に使用する場合は、電源車用車載燃料タンクが大気開放タンクであることから、静水頭とする。

3. 最高使用温度

電源車用車載燃料タンクを重大事故等時に使用する場合は、屋外で使用する可搬型設備であることから、外気の温度*を上回る 60℃とする。

注記*：外気の温度は、柏崎市の過去最高気温（37.6℃）を上回る、柏崎市の観測記録に基づく年超過確率 10^{-4} の気温である 38.8℃とする。

4. 個数

電源車用車載燃料タンクは、電源車付の燃料タンクであるため、重大事故等対処設備として電源車の内燃機関の燃料を貯蔵するために必要な個数である電源車 1 個当たり 1 個設置する。

2.2.3 燃料設備

2.2.3.1 容器

名 称		第一ガスタービン発電機用燃料タンク (7号機設備, 6,7号機共用)	
容 量	kL/個	20以上(50)	
最高使用圧力	MPa	静水頭	
最高使用温度	℃	66	
個 数	—	2	

【設 定 根 拠】

(概要)

重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する第一ガスタービン発電機用燃料タンクは、以下の機能を有する。

第一ガスタービン発電機用燃料タンクは、設計基準事故対象設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、第一ガスタービン発電機を中央制御室での操作にて速やかに起動し、メタルクラッド開閉装置 6C 及びメタルクラッド開閉装置 6D 又は AM 用 MCC へ接続することで電力を供給するため、第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて第一ガスタービン発電機用燃料小出し槽へ燃料を供給できる設計とする。

1. 容量

第一ガスタービン発電機用燃料タンクを重大事故等時ににおいて使用する場合の容量は、第一ガスタービン発電機 1 基の定格出力運転時の燃料消費率を基に設定する。

軽油タンクからタンクローリ (16kL) を用いて燃料補給を開始するまでの 12 時間*を考慮すると、必要な燃料は以下のとおり kL となる。

$$V = c \cdot H = \text{ kL/h} \times 12\text{h} = \text{ kL}$$

V : 燃料消費量 (kL)

H : 運転時間 (h) = 12 時間

c : 燃料消費率 (kL/h) =

注記* : 可搬型重大事故等対処設備の機能は、事象発生から 12 時間までは期待しないことから、第一ガスタービン発電機用燃料タンクの容量の設定にあたっては、タンクローリ (16kL) の補給機能に期待しない 12 時間で設定した。

以上より、第一ガスタービン発電機用燃料タンクの容量は kL を上回る容量として、20kL/

個以上とする。

公称値については、要求される容量を上回る 50kL/個とする。

2. 最高使用圧力

第一ガスタービン発電機用燃料タンクを重大事故等時において使用する場合は、第一ガスタービン発電機用燃料タンクが開放型タンクであることから静水頭とする。

3. 最高使用温度

第一ガスタービン発電機用燃料タンクを重大事故等時において使用する場合は、屋外に設置される地下貯蔵タンクであり、大気開放タンクであることから、外気の温度*を上回る 66℃とする。

注記*：外気の温度は、柏崎市の過去最高気温（37.6℃）を上回る、柏崎市の観測記録に基づく年超過確率 10^{-4} の気温である 38.8℃とする。

4. 個数

第一ガスタービン発電機用燃料タンクは、重大事故等対処設備として第一ガスタービン発電機の機関を駆動する燃料を貯蔵するために必要な個数である機関 1 個当たり 1 個とし、合計 2 個設置する。

名 称		第一ガスタービン発電機用燃料小出し槽 (7号機設備, 6,7号機共用)
容 量	L/個	□以上(□)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	40
個 数	—	2 (ガスタービン1個につき1)

【設 定 根 拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する第一ガスタービン発電機用燃料小出し槽は、以下の機能を有する。

第一ガスタービン発電機用燃料小出し槽は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、メタルクラッド開閉装置 6C 及びメタルクラッド開閉装置 6D、又は AM 用 MCC へ接続することで必要な設備に電力を供給する第一ガスタービン発電機の燃料を貯蔵できる設計とする。

1. 容量

第一ガスタービン発電機用燃料小出し槽を重大事故等時において使用する場合の容量は、第一ガスタービン発電機の□を基に設定する。

第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプからの燃料補給に要する時間は、第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの電源が第一ガスタービン発電機から給電しているため第一ガスタービン発電機の発電開始直後から燃料補給が開始される。第一ガスタービン発電機の起動から定格電圧が確立されるまでに要する時間が□であることから第一ガスタービン発電機の燃料消費量は以下のとおり□Lである。

$$V = c \cdot H = \square$$

V : 燃料消費量(L)

H : 運転時間(min)

c : 燃料消費率(L/min)

以上より、第一ガスタービン発電機用燃料小出し槽の容量は、燃料補給までの燃料消費量である□Lを上回る容量として□L/個以上とする。

公称値については要求される容量□L/個を上回る□L/個とする。

2. 最高使用圧力

第一ガスタービン発電機用燃料小出し槽を重大事故等時に使用する場合は、第一ガスタービン発電機用燃料小出し槽が大気開放タンクであることから静水頭とする。

3. 最高使用温度

第一ガスタービン発電機用燃料小出し槽を重大事故等時に使用する場合は、大気開放タンクであり屋外に設置することから、外気の温度*を上回る 40℃とする。

注記*：外気の温度は、柏崎市の過去最高気温（37.6℃）を上回る、柏崎市の観測記録に基づく年超過確率 10^{-4} の気温である 38.8℃とする。

4. 個数

第一ガスタービン発電機用燃料小出し槽は、重大事故等対処設備として第一ガスタービン発電機の燃料を貯蔵するために必要な個数であるガスタービン 1 個につき 1 個とし、合計 2 個設置する。

2.2.4 発電機

2.2.4.1 発電機

名 称	第一ガスタービン発電機 (7号機設備, 6,7号機共用)		
容 量	kVA/個	4500	
個 数	—	2	

【設 定 根 拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する第一ガスタービン発電機は、以下の機能を有する。

第一ガスタービン発電機は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

第一ガスタービン発電機は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、メタルクラッド開閉装置 6C 及びメタルクラッド開閉装置 6D、又は AM 用 MCC へ接続することで必要な設備に電力を供給できる設計とする。

1. 容量

第一ガスタービン発電機を重大事故等時に使用する場合の容量に関しては、VI-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて説明する。

2. 個数

第一ガスタービン発電機は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 2 個を設置する。

名 称		電源車（7号機設備，6,7号機共用）	
容 量	kVA/個	500	
個 数	—	8（予備1）	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>（概要）</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する電源車は，以下の機能を有する。</p> <p>電源車は，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>電源車は，設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に，メタルクラッド開閉装置 6C 及びメタルクラッド開閉装置 6D，又は AM 用 MCC へ接続し，若しくは直接，熱交換器ユニットへ接続することで必要な設備に電力を供給できる設計とする。</p> <p>なお，電源車は 2 台を使用して熱交換器ユニット 1 台へ給電を行い，熱交換器ユニットへの給電と他の負荷への給電は同時に行わない。</p> <p>1. 容量</p> <p>電源車を重大事故等時に使用する場合の容量に関しては，VI-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて説明する。</p> <p>2. 個数</p> <p>電源車は，重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 6 号及び 7 号機で合計 8 個を保管する。</p> <p>電源車は，2 個以上同時に保守点検することのないよう運用することとしたうえで，故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして，6 号及び 7 号機合計で予備 1 個を保管する。</p>			

2.2.4.2 励磁装置

名 称	第一ガスタービン発電機用励磁装置 (7号機設備, 6,7号機共用)	
容 量	kW/個	<input type="text"/>
個 数	—	2 (発電機 1 個につき 1)
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する第一ガスタービン発電機用励磁装置は、以下の機能を有する。</p> <p>第一ガスタービン発電機用励磁装置は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する第一ガスタービン発電機を励磁するために設置する。</p> <p>第一ガスタービン発電機用励磁装置は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、メタルクラッド開閉装置 6C 及びメタルクラッド開閉装置 6D、又は AM 用 MCC へ接続することで必要な設備に電力を供給する第一ガスタービン発電機を励磁できる設計とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>第一ガスタービン発電機用励磁装置を重大事故等時に使用する場合の容量は、発電機のメーカーによる開発段階で、<input type="text"/> kW の容量であれば、発電機の励磁に関して、性能上問題ないことを確認している。</p> <p>以上より、第一ガスタービン発電機用励磁装置の容量は<input type="text"/> kW/個とする。</p> <p>2. 個数</p> <p>第一ガスタービン発電機用励磁装置は、重大事故等対処設備として第一ガスタービン発電機を励磁するために必要な個数である発電機 1 個につき 1 個とし、合計 2 個設置する。</p>		

名 称		電源車用励磁装置 (7号機設備, 6,7号機共用)	
容 量	kW	13	
個 数	—	1	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する電源車用励磁装置は、以下の機能を有する。</p> <p>電源車用励磁装置は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する電源車を励磁するために設置する。</p> <p>電源車用励磁装置は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、メタルクラッド開閉装置 6C 及びメタルクラッド開閉装置 6D、又は AM 用 MCC へ接続し、若しくは直接、熱交換器ユニットへ接続することで必要な設備に電力を供給する電源車を励磁できる設計とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>電源車用励磁装置を重大事故等時に使用する場合の容量は、発電機のメーカーによる開発段階で、13kW の容量であれば、発電機の励磁に関して、性能上問題ないことを確認している。</p> <p>以上より、電源車用励磁装置の容量は 13kW とする。</p> <p>2. 個数</p> <p>電源車用励磁装置は、電源車付の励磁装置であるため、重大事故等対処設備として電源車を励磁するために必要な個数である電源車 1 個当たり 1 個設置する。</p>			

3. その他の電源装置

3.1 無停電電源装置

名 称	AM用直流125V充電器	
容 量	A	300
個 数	—	1

【設 定 根 拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用するAM用直流125V充電器は、以下の機能を有する。

AM用直流125V充電器は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池の枯渇）した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を給電する可搬型直流電源設備として、電源車及びAM用直流125V充電器を使用し、直流母線へ接続することにより、24時間にわたり電力を供給できる設計とする。

1. 容量

可搬型直流電源設備は、電源車の交流出力をAM用直流125V充電器により直流へ変換することで直流負荷へ電力を供給できる設計とする。

AM用直流125V充電器の負荷の合計容量は表1のとおり45Aとなる。

表1 AM用直流125V充電器の負荷容量

負荷名称	負荷容量 (A)
高圧代替注水系制御電源	2.39
格納容器圧力逃がし装置制御電源	17.30
その他の負荷	24.88
合 計*	45

注記*：負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。

したがって、AM用直流125V充電器の容量は、負荷の合計容量である45Aを上回る300Aとする。

2. 個数

AM用直流125V充電器は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である1個設置する。

3.2 電力貯蔵装置

名 称		直流 125V 蓄電池				
		直流 125V 蓄電池 6A	直流 125V 蓄電池 6A-2	直流 125V 蓄電池 6B	直流 125V 蓄電池 6C	直流 125V 蓄電池 6D
容 量	Ah/組	6000 (10 時間率)	4000 (10 時間率)	3000 (10 時間率)	3000 (10 時間率)	2200 (10 時間率)
個 数	組	4				
		(1 組当たり 6A:120 個, 6A-2:120 個)	(1 組当たり 60 個)	(1 組当たり 60 個)	(1 組当たり 60 個)	(1 組当たり 60 個)
<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>直流 125V 蓄電池は、設計基準対象施設として全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約 70 分を包絡した約 12 時間に対し、原子炉停止系の動作により発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性の確保のための設備（格納容器内圧力及びサプレッションチェンバプール水温度等）を動作させるために設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する直流 125V 蓄電池は、以下の機能を有する。</p> <p>直流 125V 蓄電池は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準対象施設の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、所内蓄電式直流電源設備として直流 125V 蓄電池（直流 125V 蓄電池 6A、直流 125V 蓄電池 6A-2）及び AM 用直流 125V 蓄電池を使用し、負荷切り離しを行わずに 8 時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり、重大事故等時の対応に必要な設備に直流電力の供給を行うことが可能な設計とする。</p> <p>重大事故等時の容量設定根拠については、本資料の AM 用直流 125V 蓄電池にて示す。</p> <p>1. 容量</p> <p>直流 125V 蓄電池の必要容量は、全交流動力電源喪失時に単体で約 12 時間以上、直流負荷へ電力を供給できる容量を以下のとおり算出し、直流 125V 蓄電池 6A を 6000 Ah/組、直流 125V 蓄電池 6A-2 を 4000 Ah/組、直流 125V 蓄電池 6B 及び 6C を 3000 Ah/組、直流 125V 蓄電池 6D を 2200 Ah/組とする。</p>						

直流 125V 蓄電池 6A 及び直流 125V 蓄電池 6A-2 の容量の算出に用いる負荷を表 1 及び表 2 に、直流 125V 蓄電池 6B の容量の算出に用いる負荷を表 3 に、直流 125V 蓄電池 6C の容量の算出に用いる負荷を表 4 に、直流 125V 蓄電池 6D の容量の算出に用いる負荷を表 5 に示す。また、切り離しを行う直流負荷リストを表 6～表 14 に示す。

<直流 125V 蓄電池 6A>

表 1 の負荷電流より下記の式を用いて必要容量を計算する。

$$C_t = \frac{1}{L} \cdot \{K_1 \cdot I_1 + K_2 \cdot (I_2 - I_1) + K_3 \cdot (I_3 - I_2) + \dots + K_n \cdot (I_n - I_{n-1})\}$$

C_t : 必要容量 (Ah)

L : 保守率=0.8 (単位なし)

K_n : 容量換算時間 (時)

I_n : 負荷電流 (A)

サフィックス 1, 2, 3……, n : 負荷電流の変化の順に付番する。

(引用文献：電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014))

直流 125V 蓄電池 6A の必要容量は、計算すると以下のとおりとなる。

- ・直流 125V 蓄電池 6A の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} \times (0.69 \times 1478) = 1275 \text{ Ah}$$

$$C_{480} = \frac{1}{0.8} \times \{8.69 \times 1478 + 8.69 \times (540 - 1478)\} = 5866 \text{ Ah}$$

$$C_{720} = \frac{1}{0.8} \times \{12.20 \times 1478 + 12.20 \times (540 - 1478) + 5.20 \times (176 - 540)\} = 5869 \text{ Ah}$$

よって、直流 125V 蓄電池 6A の容量は、5869 Ah を上回る 6000 Ah を有することで、全交流動力電源喪失から 8 時間を経過した時点で直流 125V 蓄電池 6A の不要な負荷の切り離しと、原子炉隔離時冷却系を含めた一部の負荷を直流 125V 蓄電池 6A-2 に切替えを行い、直流 125V 蓄電池 6A を 4 時間以上使用することにより、重大事故等時に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約 70 分を包絡した約 12 時間以上直流負荷へ電力を供給することが可能である。

・ 直流 125V 蓄電池 6A 負荷内訳

表 1 直流 125V 蓄電池 6A の全交流動力電源喪失後 12 時間までの負荷

負荷名称	負荷電流と運転時間			備 考
	1 分以内	8 時間	12 時間	
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ	89.00 A	40.05 A	—	
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ	113.00 A	50.85 A	—	
メタルクラッド開閉装置, パワー センタ遮断器引外し* (以下「M/C, P/C 遮断器引外し」 という。)	(100.00) A	—	—	
ディーゼル発電機初期励磁*	220.00 A	—	—	
その他の負荷	1055.20 A	448.69 A	176.00 A	
合 計	1478 A	540 A	176 A	

注記* : ディーゼル発電機初期励磁と M/C, P/C 遮断器引外しは重なって操作されることがないため、値の大きいほうのみを蓄電池容量計算上含める。

直流 125V 蓄電池 6A の負荷曲線を図 1 に示す。

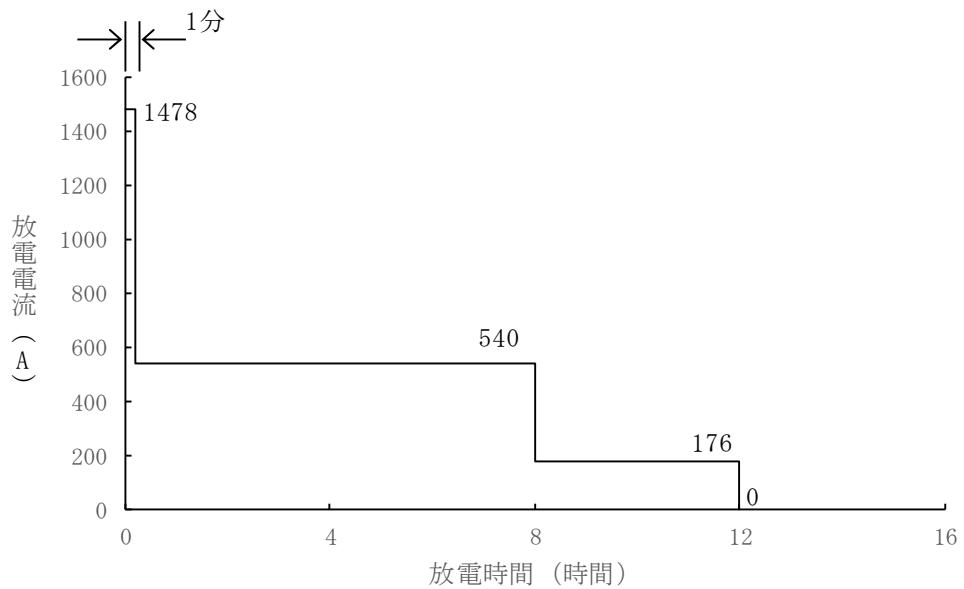


図 1 直流 125V 蓄電池 6A 負荷曲線

<直流 125V 蓄電池 6A-2>

表 2 の負荷電流より下記の式を用いて必要容量を計算する。

$$C_t = \frac{1}{L} \cdot \{K_1 \cdot I_1 + K_2 \cdot (I_2 - I_1) + K_3 \cdot (I_3 - I_2) + \dots + K_n \cdot (I_n - I_{n-1})\}$$

C_t : 必要容量 (Ah)

L : 保守率=0.8 (単位なし)

K_n : 容量換算時間 (時)

I_n : 負荷電流 (A)

サフィックス 1, 2, 3……, n : 負荷電流の変化の順に付番する。

(引用文献：電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014))

直流 125V 蓄電池 6A-2 の必要容量は、計算すると以下のとおりとなる。

- ・ 直流 125V 蓄電池 6A-2 の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} \times (0.69 \times 913) = 788 \text{ Ah}$$

$$C_{240} = \frac{1}{0.8} \times \{5.20 \times 913 + 5.19 \times (195 - 913)\} = 1277 \text{ Ah}$$

よって、直流 125V 蓄電池 6A-2 の容量は、1277 Ah を上回る 4000 Ah を有することで、全交流動力電源喪失から 8 時間を経過した時点で直流 125V 蓄電池 6A から、原子炉隔離時冷却系を含めた一部の負荷を直流 125V 蓄電池 6A-2 に切替えを行い、その後、直流 125V 蓄電池 6A-2 を 4 時間以上使用することにより、重大事故等時に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約 70 分を包絡した約 12 時間以上直流負荷へ電力を供給することが可能である。

・ 直流 125V 蓄電池 6A-2 負荷内訳

表 2 直流 125V 蓄電池 6A-2 の全交流動力電源喪失後 8 時間から 12 時間までの負荷

負荷名称	負荷電流と運転時間		備 考
	8 時間から 1 分間	12 時間	
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ	89.00 A	40.05 A	
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ	113.00 A	50.85 A	
その他の負荷	710.20 A	103.69 A	
合 計	913 A	195 A	

直流 125V 蓄電池 6A-2 の負荷曲線を図 2 に示す。

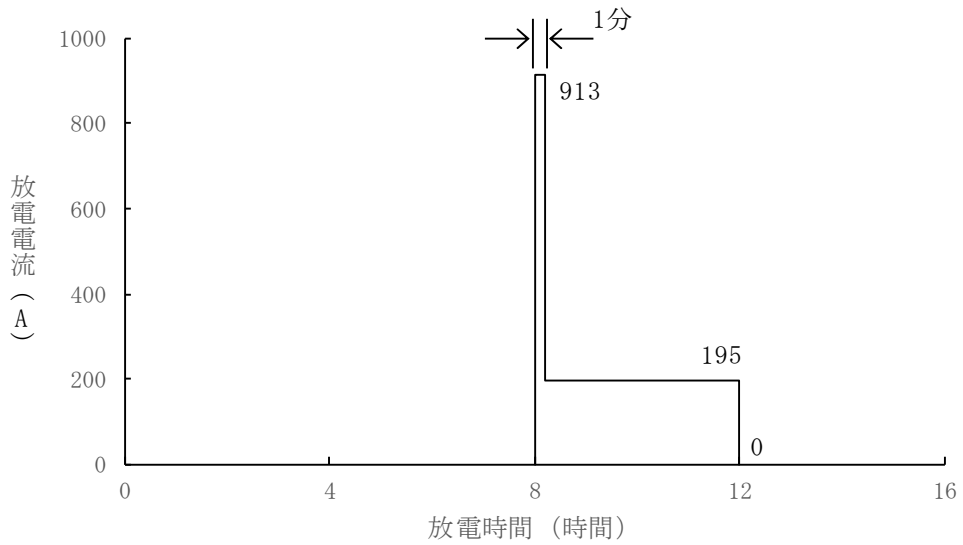


図 2 直流 125V 蓄電池 6A-2 負荷曲線

< 直流 125V 蓄電池 6B >

表 3 の負荷電流より下記の式を用いて必要容量を計算する。

$$C_t = \frac{1}{L} \cdot \{K_1 \cdot I_1 + K_2 \cdot (I_2 - I_1) + K_3 \cdot (I_3 - I_2) + \dots + K_n \cdot (I_n - I_{n-1})\}$$

- C_t : 必要容量 (Ah)
 L : 保守率=0.8 (単位なし)
 K_n : 容量換算時間 (時)
 I_n : 負荷電流 (A)

サフィックス 1, 2, 3, …, n : 負荷電流の変化の順に付番する。

(引用文献：電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014))

直流 125V 蓄電池 6B の必要容量は、計算すると以下のとおりとなる。

- ・ 直流 125V 蓄電池 6B の容量計算結果

$$C_{1} = \frac{1}{0.8} \times (0.69 \times 908) = 784 \text{ Ah}$$

$$C_{60} = \frac{1}{0.8} \times \{2.00 \times 908 + 1.98 \times (688 - 908)\} = 1726 \text{ Ah}$$

$$C_{720} = \frac{1}{0.8} \times \{12.20 \times 908 + 12.20 \times (688 - 908) + 11.20 \times (65 - 688)\} = 1770 \text{ Ah}$$

よって、直流 125V 蓄電池 6B の容量は、1770 Ah を上回る 3000 Ah を有することで、全交流動力電源喪失から 1 時間を経過した時点で直流 125V 蓄電池 6B の不要な負荷の切り離しを行い、その後、直流 125V 蓄電池 6B を 11 時間以上使用することにより、重大事故等時に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約 70 分を包絡した約 12 時間以上直流負荷へ電力を供給することが可能である。

・ 直流 125V 蓄電池 6B 負荷内訳

表 3 直流 125V 蓄電池 6B の全交流動力電源喪失後 12 時間までの負荷

負荷名称	負荷電流と運転時間			備 考
	1 分以内	1 時間	12 時間	
M/C, P/C 遮断器引外し*	(100.00) A	—	—	
ディーゼル発電機初期励磁*	220.00 A	—	—	
その他の負荷	687.91 A	687.91 A	64.26 A	
合 計	908 A	688 A	65 A	

注記* : ディーゼル発電機初期励磁と M/C, P/C 遮断器引外しは重なって操作されることがないため、値の大きいほうのみを蓄電池容量計算上含める。

直流 125V 蓄電池 6B の負荷曲線を図 3 に示す。

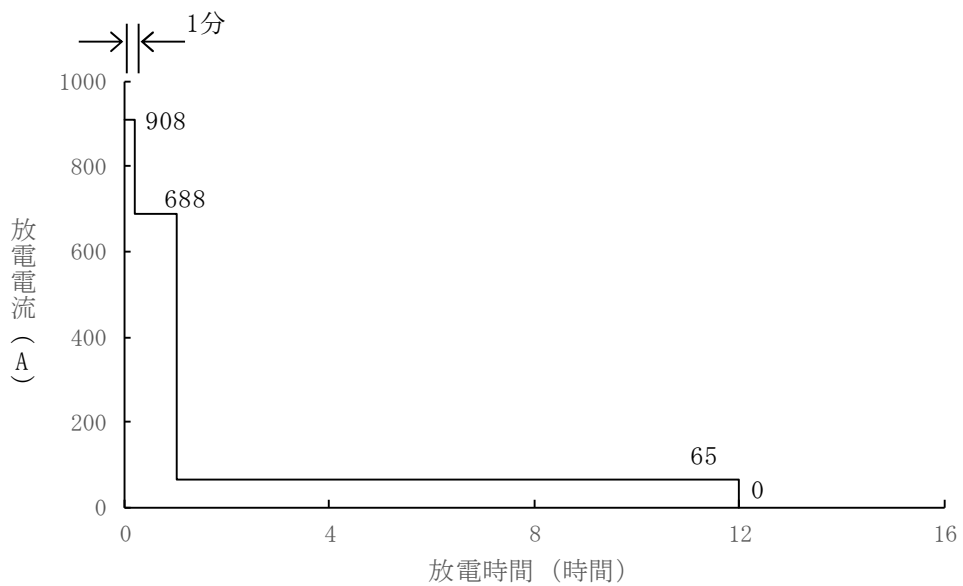


図 3 直流 125V 蓄電池 6B 負荷曲線

<直流 125V 蓄電池 6C>

表 4 の負荷電流より下記の式を用いて必要容量を計算する。

$$C_t = \frac{1}{L} \cdot \{K_1 \cdot I_1 + K_2 \cdot (I_2 - I_1) + K_3 \cdot (I_3 - I_2) + \dots + K_n \cdot (I_n - I_{n-1})\}$$

C_t : 必要容量 (Ah)

L : 保守率=0.8 (単位なし)

K_n : 容量換算時間 (時)

I_n : 負荷電流 (A)

サフィックス 1, 2, 3, …, n : 負荷電流の変化の順に付番する。

(引用文献：電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(S B A S 0 6 0 1 -2014))

直流 125V 蓄電池 6C の必要容量は、計算すると以下のとおりとなる。

- ・直流 125V 蓄電池 6C の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} \times (0.69 \times 869) = 750 \text{ Ah}$$

$$C_{60} = \frac{1}{0.8} \times \{2.00 \times 869 + 1.98 \times (649 - 869)\} = 1628 \text{ Ah}$$

$$C_{720} = \frac{1}{0.8} \times \{12.20 \times 869 + 12.20 \times (649 - 869) + 11.20 \times (21 - 649)\} = 1106 \text{ Ah}$$

よって、直流 125V 蓄電池 6C の容量は、1628 Ah を上回る 3000 Ah を有することで、全交流動力電源喪失から 1 時間を経過した時点で直流 125V 蓄電池 6C の不要な負荷の切り離しを行い、その後、直流 125V 蓄電池 6C を 11 時間以上使用することにより、重大事故等時に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約 70 分を包絡した約 12 時間以上直流負荷へ電力を供給することが可能である。

・ 直流 125V 蓄電池 6C 負荷内訳

表 4 直流 125V 蓄電池 6C の全交流動力電源喪失後 12 時間までの負荷

負荷名称	負荷電流と運転時間			備考
	1 分以内	1 時間	12 時間	
M/C, P/C 遮断器引外し*	(100.00) A	—	—	
ディーゼル発電機初期励磁*	220.00 A	—	—	
その他の負荷	648.41 A	648.41 A	20.12 A	
合 計	869 A	649 A	21 A	

注記*：ディーゼル発電機初期励磁と M/C, P/C 遮断器引外しは重なって操作されることがないため、値の大きいほうのみを蓄電池容量計算上含める。

直流 125V 蓄電池 6C の負荷曲線を図 4 に示す。

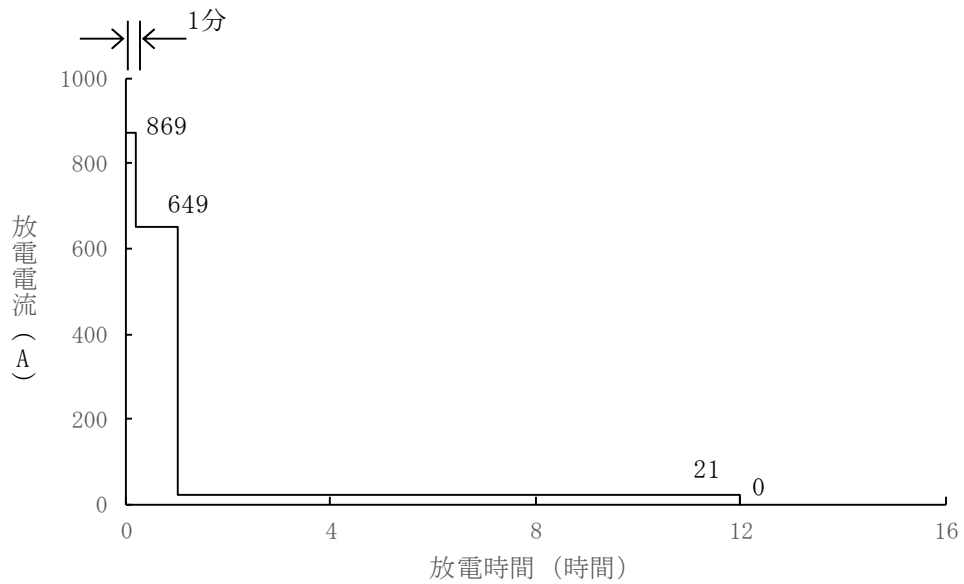


図 4 直流 125V 蓄電池 6C 負荷曲線

<直流 125V 蓄電池 6D>

表 5 の負荷電流より下記の式を用いて必要容量を計算する。

$$C_t = \frac{1}{L} \cdot \{K_1 \cdot I_1 + K_2 \cdot (I_2 - I_1) + K_3 \cdot (I_3 - I_2) + \dots + K_n \cdot (I_n - I_{n-1})\}$$

C_t : 必要容量 (Ah)

L : 保守率=0.8 (単位なし)

K_n : 容量換算時間 (時)

I_n : 負荷電流 (A)

サフィックス 1, 2, 3……, n : 負荷電流の変化の順に付番する。

(引用文献：電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014))

直流 125V 蓄電池 6D の必要容量は、計算すると以下のとおりとなる。

- ・直流 125V 蓄電池 6D の容量計算結果

$$C_{60} = \frac{1}{0.8} \times (2.68 \times 304) = 1019 \text{ Ah}$$

$$C_{720} = \frac{1}{0.8} \times \{13.00 \times 304 + 12.00 \times (4 - 304)\} = 440 \text{ Ah}$$

よって、直流 125V 蓄電池 6D の容量は 1019 Ah を上回る 2200 Ah を有することで、全交流動力電源喪失から 1 時間を経過した時点で直流 125V 蓄電池 6D の不要な負荷の切り離しを行い、その後、直流 125V 蓄電池 6D を 11 時間以上使用することにより、重大事故等時に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約 70 分を包絡した約 12 時間以上直流負荷へ電力を供給することが可能である。

・直流 125V 蓄電池 6D 負荷内訳

表 5 直流 125V 蓄電池 6D の全交流動力電源喪失後 12 時間までの負荷

負荷名称	負荷電流と運転時間		備 考
	1 時間	12 時間	
その他の負荷	303.27 A	3.18 A	
合 計	304 A	4 A	

直流 125V 蓄電池 6D の負荷曲線を図 5 に示す。

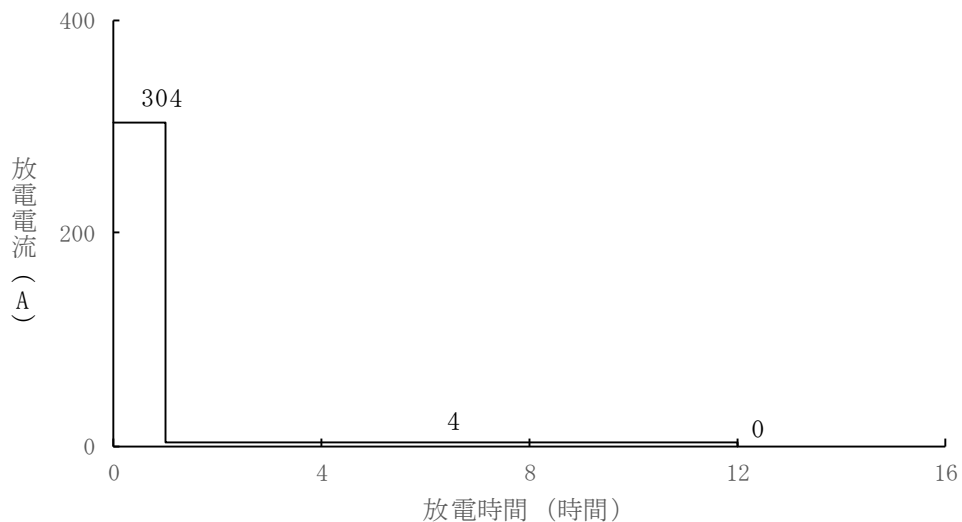


図 5 直流 125V 蓄電池 6D 負荷曲線

2. 個数

直流 125V 蓄電池は、設計基準対象施設として全交流動力電源喪失から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでに必要な容量を有するために必要な個数である各系列に 1 組とし、合計 4 組（1 組当たり 6A 120 個，6A-2 120 個，6B 60 個，6C 60 個，6D 60 個）設置する。

直流 125V 蓄電池は、設計基準対象施設として 1 組（6A 120 個，6A-2 120 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. 負荷切り離し

直流 125V 蓄電池から給電する分電盤の負荷切り離しをまとめたものを表 6～表 14 に示す。

【凡例】○：切り離ししない負荷

×：切り離しする負荷

表6 分電盤の負荷切り離し

分電盤	経過時間		操作盤所	備考
	0h～1h	1～12h		
直流 125V 分電盤 6A-1	○	○	コントロール建屋地下1階	
直流 125V 分電盤 6A-2	—	—	コントロール建屋地下1階	—
直流 125V 分電盤 6A-3	○	○	コントロール建屋地下1階	一部負荷切り離し（表7）[*]
交流 120V バイタル分電盤 6A-1	○	○	コントロール建屋地下1階	一部負荷切り離し（表8）[*]
交流 120V バイタル分電盤 6A-2	○	○	原子炉建屋3階（中間階）	一部負荷切り離し（表9）[*]
直流 125V 分電盤 6B-1	○	○	コントロール建屋地下1階	一部負荷切り離し（表10）
直流 125V 分電盤 6B-2	○	×	コントロール建屋地下1階	原子炉・タービントリップしているため。 全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
直流 125V 分電盤 6B-3	○	○	コントロール建屋地下1階	一部負荷切り離し（表11）
交流 120V バイタル分電盤 6B-1	○	×	コントロール建屋地下1階	原子炉・タービントリップしているため。 全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
交流 120V バイタル分電盤 6B-2	○	×	原子炉建屋3階（中間階）	原子炉・タービントリップしているため。

注記*：直流 125V 蓄電池 6A から給電する負荷の切り離しは、全交流動力電源喪失から8時間経過した後に実施。

【凡例】○：切り離ししない負荷

×：切り離しする負荷

表6 分電盤の負荷切り離し（続き）

分電盤	経過時間		操作盤所	備考
	0h～1h	1～12h		
直流 125V 分電盤 6C-1	○	○	コントロール建屋地下1階	一部負荷切り離し（表12）
直流 125V 分電盤 6C-2	○	×	コントロール建屋地下1階	原子炉・タービントリップしているため。
直流 125V 分電盤 6C-3	○	○	コントロール建屋地下1階	一部負荷切り離し（表13）
交流 120V バイタル分電盤 6C-1	○	×	コントロール建屋地下1階	原子炉・タービントリップしているため。 全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
交流 120V バイタル分電盤 6C-2	○	×	原子炉建屋3階（中間階）	原子炉・タービントリップしているため。
直流 125V 分電盤 6D-1	○	○	コントロール建屋地下1階	一部負荷切り離し（表14）
直流 125V 分電盤 6D-2	○	×	コントロール建屋地下1階	原子炉・タービントリップしているため。 全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
交流 120V バイタル分電盤 6D-1	○	×	コントロール建屋地下1階	原子炉・タービントリップしているため。 全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
交流 120V バイタル分電盤 6D-2	○	×	原子炉建屋3階（中間階）	原子炉・タービントリップしているため。

【凡例】○：切り離ししない負荷

×：切り離しする負荷

表 7 直流 125V 分電盤 6A-3 負荷切り離し

負荷名称	経過時間		備 考
	0h～8h	8～12h	
RIP SA 用補助リレー現場盤 ATWS-RPT	○	○	
HECW 冷凍機(A), (C) 故障表示	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
常・非常用照明分電盤(ELP-6E11)	○	○	
CUW・FPC F/D 制御盤故障表示	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
RSW ストレーナ(A) 故障表示	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
計算機用無停電電源装置 6A	○	×	常用系負荷のため。
HNCW 冷凍機(A), (B), (C) 故障表示	○	×	常用系負荷のため。
RSS 盤 6A	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
原子炉系伝送盤(常用系制御 HUB)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。 常用系負荷のため。
原子炉系伝送盤(常用系マンマシン HUB)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。 常用系負荷のため。

【凡例】○：切り離さない負荷

×：切り離しする負荷

表8 交流120Vバイタル分電盤6A-1負荷切り離し

負荷名称	経過時間		備考
	0h~8h	8~12h	
安全保護系盤 区分 I TLU	○	×	原子炉・タービントリップしているため。 全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
地震検出器(A)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
安全保護系盤 区分 I DTM	○	×	原子炉・タービントリップしているため。 全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
エリア・プロセス放射線モニタ盤	○	○	
安全系多重伝送現場盤 DIV- I (H23-P001A-4) 弁制御	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
放射線モニタ記録計盤モニタ	○	○	
安全系多重伝送現場盤 DIV- I (H23-P001A-4) RMU (DTM)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。 全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
核計装記録計盤 SRNM/PRNM	○	○	
MSIV LD 盤(外側 A・B) (B21-A0-F003A・B)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。 全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
放射線モニタ多重伝送現場盤(1)	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
MSIV LD 盤(外側 C・D) (B21-A0-F003C・D)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。 全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
放射線モニタ多重伝送現場盤(2)	○	○	
MSIV LD 盤(内側 A・B) (B21-A0-F002A・B)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。 全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
放射線モニタ多重伝送現場盤(3)	○	○	

【凡例】○：切り離ししない負荷

表 8 交流 120V バイタル分電盤 6A-1 負荷切り離し（続き）

×：切り離しする負荷

負荷名称	経過時間		備考
	0h～8h	8～12h	
MSIV LD 盤(内側 C・D) (B21-A0-F002C・D)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。 全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
放射線モニタ多重伝送現場盤(5)	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
核計装/安全系プロセス放射線モニタ盤 区分 I PRNM	○	×	事象発生 8 時間以降の対策で使用を想定しないため。
データ伝送装置 GW 筐体 1 (C91-P700-1)	○	○	
非常用所内電源補助盤区分 I トランスデューサ	○	×	事象発生 8 時間以降の対策で使用を想定しないため。
非常用ガス処理系排ガス放射線 モニタ サンプリングラック	○	×	事象発生 8 時間以降の対策で使用を想定しないため。
核計装/安全系プロセス放射線モニタ盤 区分 I SRNM 安全モニタ	○	○	
タービン系プロセス計装(A)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
衛星電話(常設)・無線連絡設備(常設) (6号機)	○	○	
排気筒放射線モニタ サンプリングラック A	○	×	事象発生 8 時間以降の対策で使用を想定しないため。
SFP・津波監視カメラ	○	○	
データ伝送装置 GW 筐体 2(C91-P700-2)	○	○	
タービン系記録計盤	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。

【凡例】○：切り離ししない負荷

表 8 交流 120V バイタル分電盤 6A-1 負荷切り離し（続き）

×：切り離しする負荷

負荷名称	経過時間		備考
	0h～8h	8～12h	
データ伝送装置 GW 筐体 3 (C91-P700-3)	○	○	
液体廃棄物処理系排水放射線モニタ 現場操作盤	○	×	事象発生 8 時間以降の対策で使用を想定しないため。
励磁制御盤	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
データ伝送装置 バス筐体 1 (C91-P700-5)	○	○	
制御棒操作監視制御盤(1) PA. PI	○	○	
制御棒操作監視制御盤(3) A 系	○	○	
制御棒操作監視制御盤(1) 情報処理, ANN	○	○	
制御棒操作監視制御盤(2) A 系	○	○	
制御棒操作監視制御盤(1) 状態表示, AUX	○	○	
データ伝送装置 GW 筐体 4 (C91-P700-4)	○	○	

【凡例】 ○：切り離ししない負荷

×：切り離しする負荷

表9 交流 120V バイタル分電盤 6A-2 負荷切り離し

負荷名称	経過時間		備考
	0h~8h	8~12h	
現場伝送盤(H21-P009-01N)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
FMCRD ブレーキ制御盤(H21-P010-01N)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
現場伝送盤(H21-P009-02N)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
RAPI 補助システム現場盤(01N)	○	○	
現場伝送盤(H21-P009-03N)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
FMCRD ブレーキ制御盤(H21-P010-02N)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
現場伝送盤(H21-P009-04N)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
RAPI 補助システム現場盤(01S)	○	○	
現場伝送盤(H21-P009-05N)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
FMCRD ブレーキ制御盤(H21-P010-03N)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
現場伝送盤(H21-P009-06N)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
RC&IS バイパス盤(01N)	○	○	
現場伝送盤(H21-P009-07N)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
RC&IS バイパス盤(01S)	○	○	
現場伝送盤(H21-P009-08N)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
事故時放射線モニタ盤(2)(H11-P609-2)	○	×	事象発生8時間以降の対策で使用を想定しないため。
現場伝送盤(H21-P009-09N)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。

【凡例】○：切り離ししない負荷

表9 交流 120V バイタル分電盤 6A-2 負荷切り離し（続き）

×：切り離しする負荷

負荷名称	経過時間		備考
	0h～8h	8～12h	
RC&IS 現場伝送盤(H21-P007-01N)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
現場伝送盤(H21-P009-10N)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
RC&IS 現場伝送盤(H21-P007-02N)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
現場伝送盤(H21-P009-11N)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
現場伝送盤(H21-P009-12N)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
現場伝送盤(H21-P009-13N)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。

【凡例】○：切り離ししない負荷

×：切り離しする負荷

表 10 直流 125V 分電盤 6B-1 負荷切り離し

負荷名称	経過時間		備 考
	0h~1h	1~12h	
安全保護系盤 区分Ⅱ TLU 入出力	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
安全系多重伝送現場盤 DIV-Ⅱ (H23-P022B) RMU(A)	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
安全保護系盤 区分Ⅱ DTM 入出力(TLU 用)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
安全系多重伝送現場盤 DIV-Ⅱ (H23-P022B) RMU(B)	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
安全保護系盤 区分Ⅱ DTM 入出力(SLU 用)	○	○	
安全系多重伝送現場盤 DIV-Ⅱ (H23-P022B) 入出力, リレ	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
安全保護系盤 区分Ⅱ バックアップスクラム弁	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
安全系多重伝送現場盤 DIV-Ⅱ (H23-P031B) RMU(A)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。 全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
ESF 盤 区分Ⅱ SLU2-1A~3A	○	○	
安全系多重伝送現場盤 DIV-Ⅱ (H23-P031B) RMU(B)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。 全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
ESF 盤 区分Ⅱ SLU2-4A~6A	○	○	
安全系多重伝送現場盤 DIV-Ⅱ (H23-P031B) 入出力, リレ	○	×	原子炉・タービントリップしているため。 全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。

【凡例】○：切り離ししない負荷

×：切り離しする負荷

表 10 直流 125V 分電盤 6B-1 負荷切り離し (続き)

負荷名称	経過時間		備 考
	0h~1h	1~12h	
ESF 盤 区分Ⅱ SLU2-1B~3B	○	○	
中央制御室外原子炉停止装置盤	○	○	
ESF 盤 区分Ⅱ SLU2-4B~6B	○	○	
タービン系多重伝送現場盤(H23-P213-6)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
ESF 盤 区分Ⅱ 入出力, リレ	○	○	
安全系多重伝送現場盤 DIV-Ⅱ (H23-P001B-3) RMU (A)	○	○	
安全系多重伝送現場盤 DIV-Ⅱ (H23-P001B-1) RMU (A)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。 全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
安全系多重伝送現場盤 DIV-Ⅱ (H23-P001B-3) RMU (B)	○	○	
安全系多重伝送現場盤 DIV-Ⅱ (H23-P001B-1) RMU (B)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。 全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
安全系多重伝送現場盤 DIV-Ⅱ (H23-P001B-3) 入出力, リレ	○	○	
タービン系多重伝送現場盤(H23-P211-5)	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
安全系多重伝送現場盤 DIV-Ⅱ (H23-P001B-3) RMU (DTM)	○	○	

【凡例】○：切り離ししない負荷

×：切り離しする負荷

表 10 直流 125V 分電盤 6B-1 負荷切り離し（続き）

負荷名称	経過時間		備 考
	0h～1h	1～12h	
安全系多重伝送現場盤 DIV-II (H23-P001B-2) RMU (A)	○	○	
安全系多重伝送現場盤 DIV-II (H23-P001B-4) RMU (A)	○	○	
安全系多重伝送現場盤 DIV-II (H23-P001B-2) RMU (B)	○	○	
安全系多重伝送現場盤 DIV-II (H23-P001B-4) RMU (B)	○	○	
BOP 監視制御盤-1	○	×	非常用ガス処理系により原子炉建屋内の負圧確立後は使用を期待しないため。
BOP 多重伝送盤-1	○	×	非常用ガス処理系により原子炉建屋内の負圧確立後は使用を期待しないため。
タービン系多重伝送現場盤(H23-P213-3)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
タービン系多重伝送現場盤(H23-P211-6)	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。

【凡例】○：切り離さない負荷

×：切り離しする負荷

表 11 直流 125V 分電盤 6B-3 負荷切り離し

負荷名称	経過時間		備 考
	0h～1h	1～12h	
運転監視補助盤 1 (警報表示盤) FD02	○	○	
運転監視補助盤 1 FD32	○	○	
運転監視補助盤 1 FD33	○	○	
MG セット(B) AVR 電源	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
HECW 冷凍機(B), (D) 故障表示	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
バイタル交流電源装置 6B	○	×	原子炉・タービントリップしているため。 全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
非常用照明分電盤(ELP-6RA2)	○	○	
直流照明分電盤(DLP-6CA1)	○	○	
運転監視補助盤 2 (B)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。 全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
常・非常用照明分電盤(ELP-6EA2)	○	○	
運転監視補助盤 2 (A)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。 全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
運転監視補助盤 2 FD43	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
RSW ストレーナ(B) 故障表示	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
タービン系多重伝送現場盤(H23-P211-7)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
タービン系多重伝送現場盤(H23-P212-3)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
HNCW 冷凍機(D), (E) 故障表示	○	×	常用系負荷のため。
RSS 盤 6B	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
ASD 区域(B) 計装計器	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。

【凡例】○：切り離ししない負荷

×：切り離しする負荷

表 11 直流 125V 分電盤 6B-3 負荷切り離し (続き)

負荷名称	経過時間		備 考
	0h~1h	1~12h	
ASD 制御電源 (C)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
ASD 制御電源 (D)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
FDWC/RFC/APR 伝送盤 (H11-P824-1)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
所内変圧器 6B 冷却ファン制御盤	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
ASD 制御電源 (G)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
ASD 制御電源 (J)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
MG セット (B) 制御電源 (2)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
MG セット (B) 制御電源 (3)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
ASD 制御電源 (K)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
MG セット (B) 制御電源 (1)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
低起動変圧器 6SB LRT 制御盤	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
低起動変圧器 6SB 冷却装置制御盤	○	×	原子炉・タービントリップしているため。

【凡例】○：切り離ししない負荷

×：切り離しする負荷

表 12 直流 125V 分電盤 6C-1 負荷切り離し

負荷名称	経過時間		備 考
	0h～1h	1～12h	
安全保護系盤 区分Ⅲ TLU 入出力	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
安全系多重伝送現場盤 DIV-Ⅲ (H23-P021C) RMU (A)	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
安全保護系盤 区分Ⅲ DTM 入出力 (TLU 用)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
安全系多重伝送現場盤 DIV-Ⅲ (H23-P021C) RMU (B)	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
安全保護系盤 区分Ⅲ DTM 入出力 (SLU 用)	○	○	
安全系多重伝送現場盤 DIV-Ⅲ (H23-P021C) 入出力, リレ	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
安全保護系盤 区分Ⅲ バックアップスクラム弁	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
安全系多重伝送現場盤 DIV-Ⅲ (H23-P031C) RMU (A)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。 全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
ESF 盤 区分Ⅲ SLU3-1A	○	○	
安全系多重伝送現場盤 DIV-Ⅲ (H23-P031C) RMU (B)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。 全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
タービン系多重伝送現場盤 (H23-P212-3)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
安全系多重伝送現場盤 DIV-Ⅲ (H23-P031C) 入出力, リレ	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。

【凡例】○：切り離ししない負荷

×：切り離しする負荷

表 12 直流 125V 分電盤 6C-1 負荷切り離し（続き）

負荷名称	経過時間		備 考
	0h～1h	1～12h	
ESF 盤 区分Ⅲ SLU3-1B	○	○	
タービン系多重伝送現場盤(H23-P213-1)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
タービン系多重伝送現場盤(H23-P212-1)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
タービン系制御盤(4) (H11-P676-4A)	○	×	地震起因による溢水発生から 60 秒以内に動作可能であることが要求であるため、既に INT 動作済みのため。
ESF 盤 区分Ⅲ 入出力, リレ	○	×	原子炉・タービントリップしているため。 全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
原子炉系警報補助盤 E/S・重要・系統表示器	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
安全系多重伝送現場盤 DIV-Ⅲ (H23-P001C-1) RMU (A)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。 全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
原子炉系警報補助盤 系統表示器	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
安全系多重伝送現場盤 DIV-Ⅲ (H23-P001C-1) RMU (B)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。 全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
原子炉系記録計盤	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
タービン系多重伝送現場盤(H23-P211-9)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
原子炉系制御盤	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
安全系多重伝送現場盤 DIV-Ⅲ (H23-P001C-2) RMU (A)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。 全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。

【凡例】○：切り離ししない負荷

×：切り離しする負荷

表 12 直流 125V 分電盤 6C-1 負荷切り離し (続き)

負荷名称	経過時間		備 考
	0h~1h	1~12h	
運転監視補助盤 2 ミミック表示	○	×	原子炉・タービントリップしているため。 常用系負荷のため。
安全系多重伝送現場盤 DIV-Ⅲ (H23-P001C-2) RMU (B)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。 全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
運転監視補助盤 3 FD53	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
安全系多重伝送現場盤 DIV-Ⅲ (H23-P001C-2) 入出力, リレ	○	×	原子炉・タービントリップしているため。 全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
復水脱塩装置制御	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
安全系多重伝送現場盤 DIV-Ⅲ (H23-P001C-2) RMU (DTM)	○	○	
タービン系制御盤(3) (タービン廻り・蒸気関係)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。

【凡例】○：切り離さない負荷

×：切り離しする負荷

表 13 直流 125V 分電盤 6C-3 負荷切り離し

負荷名称	経過時間		備 考
	0h～1h	1～12h	
運転監視補助盤 1 (警報表示盤) FD01	○	○	
運転監視補助盤 1 FD31	○	○	
原子炉系伝送盤(RPS/MSIV)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
MG セット(A) AVR 電源	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
運転監視補助盤 3 FD52	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
バイタル交流電源装置 6C	○	×	原子炉・タービントリップしているため。 全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
非常用照明分電盤(ELP-6RA3)	○	○	
直流照明分電盤(DLP-6CA1)	○	○	
運転監視補助盤 2 (B)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。 全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
常・非常用照明分電盤(ELP-6EA2)	○	○	
運転監視補助盤 2 (A)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。 全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
運転監視補助盤 2 FD42	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
RSW ストレーナ(C)故障表示	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
タービン系多重伝送現場盤(H23-P213-3)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
計算機用無停電電源装置 6B	○	×	常用系負荷のため。
タービン系多重伝送現場盤(H23-P213-6)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
ASD 区域(A)計装計器	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
ASD 制御電源(A)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。

【凡例】○：切り離ししない負荷

×：切り離しする負荷

表 13 直流 125V 分電盤 6C-3 負荷切り離し（続き）

負荷名称	経過時間		備 考
	0h～1h	1～12h	
ASD 制御電源(B)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
所内変圧器 6A 冷却ファン制御盤	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
ASD 制御電源(E)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
ASD 制御電源(F)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
MG セット(A) 制御電源(2)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
MG セット(A) 制御電源(3)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
ASD 制御電源(H)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
MG セット(A) 制御電源(1)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
低起動変圧器 6SA LRT 制御盤	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
低起動変圧器 6SA 冷却装置制御盤	○	×	原子炉・タービントリップしているため。

【凡例】○：切り離ししない負荷

×：切り離しする負荷

表 14 直流 125V 分電盤 6D-1 負荷切り離し

負荷名称	経過時間		備 考
	0h~1h	1~12h	
安全保護系盤 区分IV入出力, リレ	○	×	原子炉・タービントリップしているため。 全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
S/B HNCW 冷凍機 (A), (B) 故障表示	○	×	常用系負荷のため。
バイタル交流電源装置 6D	○	×	原子炉・タービントリップしているため。 全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
運転監視補助盤 3	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
直流照明分電盤 (DLP-6CA1)	○	○	
運転監視補助盤 2 (B)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
T/D RFP シール水制御盤	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
運転監視補助盤 2 (A)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
タービン系多重伝送現場盤 (H23-P212-3)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
復水ろ過脱塩装置制御盤 (3)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
高圧ドレンポンプシール水制御盤	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
IA 空気圧縮機制御盤 A 系	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
S/B 換気空調系制御盤	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
SA 空気圧縮機制御盤 A 系	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
RFP-T (B) 制御盤	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
RFP-T (A) トリップリセット回路	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
タービン系多重伝送現場盤 (H23-P211-7)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
M/D RFP シール水制御盤	○	×	原子炉・タービントリップしているため。

【凡例】○：切り離ししない負荷

×：切り離しする負荷

表 14 直流 125V 分電盤 6D-1 負荷切り離し（続き）

負荷名称	経過時間		備 考
	0h～1h	1～12h	
酸素注入系制御盤 ANN	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
復水浄化系サンプリングトランスミッター盤 ANN	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
TSW ストレーナ制御盤 ANN	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
タービン建屋スペースヒータ分電盤 A	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
発電機冷却監視盤	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
タービン系多重伝送現場盤 (H23-P211-9)	○	×	原子炉・タービントリップしているため。

名 称		AM用直流 125V 蓄電池	
容 量	Ah/個	3000 (10 時間率)	
個 数	組	1 (1 組当たり 60 個)	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する AM 用直流 125V 蓄電池は、以下の機能を有する。</p> <p>AM 用直流 125V 蓄電池は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準対象施設の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、所内蓄電式直流電源設備として直流 125V 蓄電池（直流 125V 蓄電池 6A、直流 125V 蓄電池 6A-2）及び AM 用直流 125V 蓄電池を使用し、負荷切り離しを行わずに 8 時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり、重大事故等時の対応に必要な設備に直流電力の供給を行うことが可能な設計とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>AM 用直流 125V 蓄電池の必要容量は、全交流動力電源喪失時に直流 125V 蓄電池（直流 125V 蓄電池 6A、直流 125V 蓄電池 6A-2）と組合せて 24 時間以上、直流負荷へ電力を供給できる容量を以下のとおり算出し、直流 125V 蓄電池 6A を 6000 Ah/組、直流 125V 蓄電池 6A-2 を 4000 Ah/組、AM 用直流 125V 蓄電池を 3000 Ah/組とする。</p> <p>直流 125V 蓄電池 6A 及び直流 125V 蓄電池 6A-2 の容量の算出に用いる負荷を表 1 及び表 2 に、AM 用直流 125V 蓄電池の容量の算出に用いる負荷を表 3 に示す。また、切り離しを行う直流負荷リストを表 4 に示す。</p>			

<直流 125V 蓄電池 6A>

表 1 の負荷電流より下記の式を用いて必要容量を計算する。

$$C_t = \frac{1}{L} \cdot \{K_1 \cdot I_1 + K_2 \cdot (I_2 - I_1) + K_3 \cdot (I_3 - I_2) + \dots + K_n \cdot (I_n - I_{n-1})\}$$

C_t : 必要容量 (Ah)

L : 保守率=0.8 (単位なし)

K_n : 容量換算時間 (時)

I_n : 負荷電流 (A)

サフィックス 1, 2, 3, …, n : 負荷電流の変化の順に付番する。

(引用文献：電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014))

直流 125V 蓄電池 6A の必要容量は、計算すると以下のとおりとなる。

- ・直流 125V 蓄電池 6A の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} \times (0.69 \times 1478) = 1275 \text{ Ah}$$

$$C_{480} = \frac{1}{0.8} \times \{8.69 \times 1478 + 8.69 \times (540 - 1478)\} = 5866 \text{ Ah}$$

よって、直流 125V 蓄電池 6A の容量は、5866 Ah を上回る 6000 Ah を有することで、全交流動力電源喪失から 8 時間を経過した時点で直流 125V 蓄電池 6A の重大事故等時の対応に必要な負荷の電源を直流 125V 蓄電池 6A-2 に切替えを行うことにより 8 時間以上の給電が可能である。

・ 直流 125V 蓄電池 6A 負荷内訳

表 1 直流 125V 蓄電池 6A の全交流動力電源喪失後 8 時間までの負荷

負荷名称	負荷電流と運転時間		備 考
	1 分以内	8 時間	
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ	89.00 A	40.05 A	
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ	113.00 A	50.85 A	
メタルクラッド開閉装置, パワー センタ遮断器引外し* (以下「M/C, P/C 遮断器引外し」 という。)	(100.00) A	—	
ディーゼル発電機初期励磁*	220.00 A	—	
その他の負荷	1055.20 A	448.69 A	
合 計	1478 A	540 A	

注記* : ディーゼル発電機初期励磁と M/C, P/C 遮断器引外しは重なって操作されることがないため、値の大きいほうのみを、蓄電池容量計算上含める。

直流 125V 蓄電池 6A の負荷曲線を図 1 に示す。

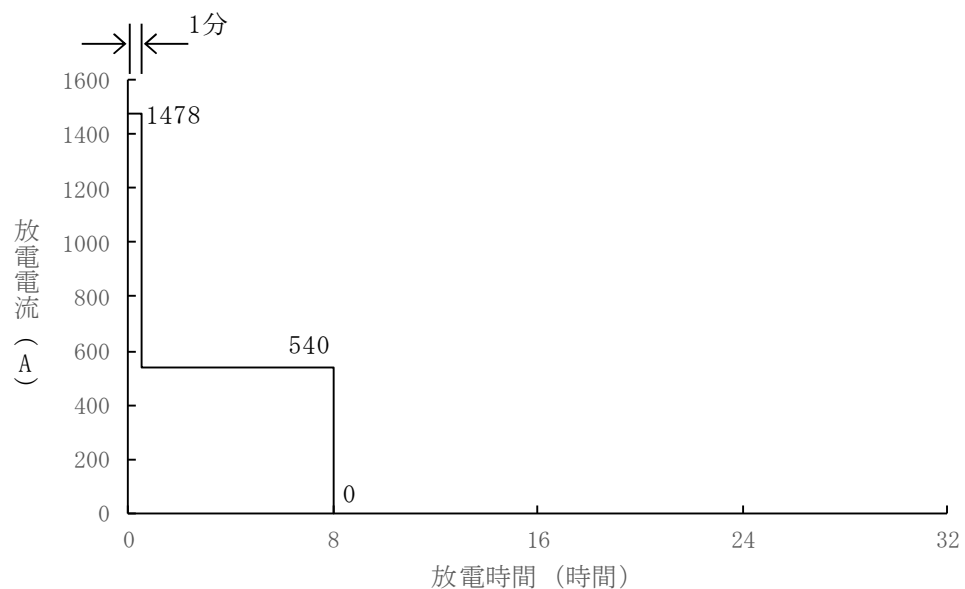


図 1 直流 125V 蓄電池 6A 負荷曲線

<直流 125V 蓄電池 6A-2>

表 2 の負荷電流より下記の式を用いて必要容量を計算する。

$$C_t = \frac{1}{L} \cdot \{K_1 \cdot I_1 + K_2 \cdot (I_2 - I_1) + K_3 \cdot (I_3 - I_2) + \dots + K_n \cdot (I_n - I_{n-1})\}$$

C_t : 必要容量 (Ah)

L : 保守率=0.8 (単位なし)

K_n : 容量換算時間 (時)

I_n : 負荷電流 (A)

サフィックス 1, 2, 3, …, n : 負荷電流の変化の順に付番する。

(引用文献：電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014))

直流 125V 蓄電池 6A-2 の必要容量は、計算すると以下のとおりとなる。

- ・直流 125V 蓄電池 6A-2 の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} \times (0.69 \times 913) = 788 \text{ Ah}$$

$$C_{660} = \frac{1}{0.8} \times \{11.2 \times 913 + 11.18 \times (195 - 913)\} = 2748 \text{ Ah}$$

よって、直流 125V 蓄電池 6A-2 の容量は、2748 Ah を上回る 4000 Ah を有することで、全交流動力電源喪失から 8 時間を経過した時点で直流 125V 蓄電池 6A の一部負荷の電源を直流 125V 蓄電池 6A-2 に切替えを行い、その後、19 時間を経過した時点で直流 125V 蓄電池 6A-2 の重大事故等時の対応に必要な負荷の電源を AM 用直流 125V 蓄電池に切替えを行うことにより 11 時間以上の給電が可能である。

・ 直流 125V 蓄電池 6A-2 負荷内訳

表 2 直流 125V 蓄電池 6A-2 の全交流動力電源喪失後 8 時間から 19 時間までの負荷

負荷名称	負荷電流と運転時間		備 考
	8 時間から 1 分間	19 時間	
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ	89.00 A	40.05 A	
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ	113.00 A	50.85 A	
その他の負荷	710.20 A	103.69 A	
合 計	913 A	195 A	

直流 125V 蓄電池 6A-2 の負荷曲線を図 2 に示す。

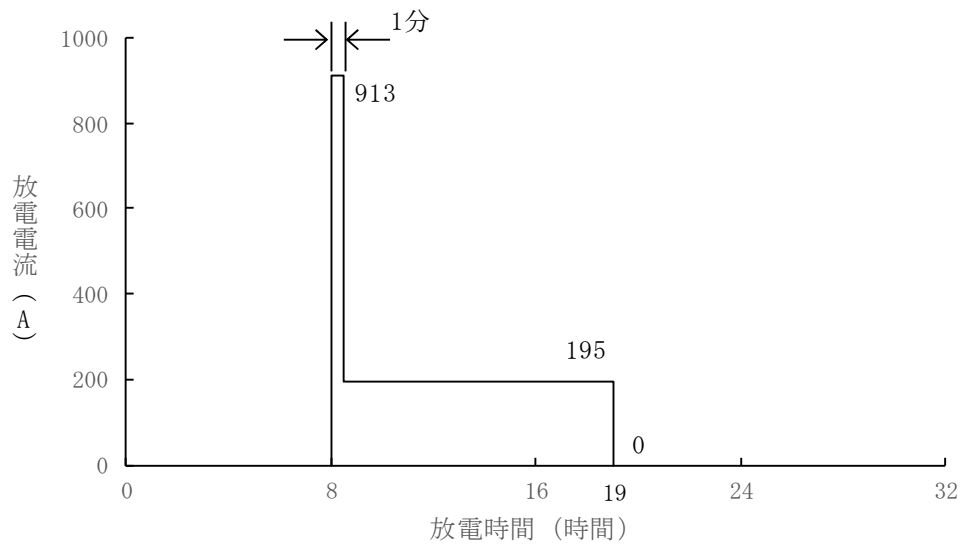


図 2 直流 125V 蓄電池 6A-2 負荷曲線

<AM用直流 125V 蓄電池>

表 3 の負荷電流より下記の式を用いて必要容量を計算する。

$$C_t = \frac{1}{L} \cdot \{K_1 \cdot I_1 + K_2 \cdot (I_2 - I_1) + K_3 \cdot (I_3 - I_2) + \dots + K_n \cdot (I_n - I_{n-1})\}$$

C_t : 必要容量 (Ah)

L : 保守率=0.8 (単位なし)

K_n : 容量換算時間 (時)

I_n : 負荷電流 (A)

サフィックス 1, 2, 3, …, n : 負荷電流の変化の順に付番する。

(引用文献：電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014))

AM用直流 125V 蓄電池の必要容量は、計算すると以下のとおりとなる。

- AM用直流 125V 蓄電池の容量計算結果

$$C_{11} = \frac{1}{0.8} \times \{0.69 \times 323\} = 279 \text{ Ah}$$

$$C_{1140} = \frac{1}{0.8} \times \{19.20 \times 323 + 19.18 \times (45 - 323)\} = 1087 \text{ Ah}$$

$$C_{1141} = \frac{1}{0.8} \times \{19.20 \times 323 + 19.20 \times (45 - 323) + 0.69 \times (960 - 45)\} = 1870 \text{ Ah}$$

$$C_{1440} = \frac{1}{0.8} \times \{24.20 \times 323 + 24.18 \times (45 - 323) + 6.14 \times (960 - 45) + 6.13 \times (242 - 960)\} \\ = 2890 \text{ Ah}$$

よって、AM用直流 125V 蓄電池の容量は、2890 Ah を上回る 3000 Ah を有することで、24 時間以上の給電が可能である。

以上より、負荷切り離しを行わずに 8 時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり、重大事故等時の対応に必要な設備に直流電力の供給を行うことが可能である。

・ AM 用直流 125V 蓄電池負荷内訳

表 3 AM 用直流 125V 蓄電池の全交流動力電源喪失後 24 時間までの負荷

負荷名称	負荷電流と運転時間				備考
	1分以内	1分から19時間	19時間から1分間	24時間	
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ	—	—	89.00 A	40.05 A	
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ	—	—	113.00 A	50.85 A	
その他の負荷	323.00 A	45.00 A	757.20 A	150.69 A	
合計	323 A	45 A	960 A	242 A	

AM 用直流 125V 蓄電池の負荷曲線を図 3 に示す。

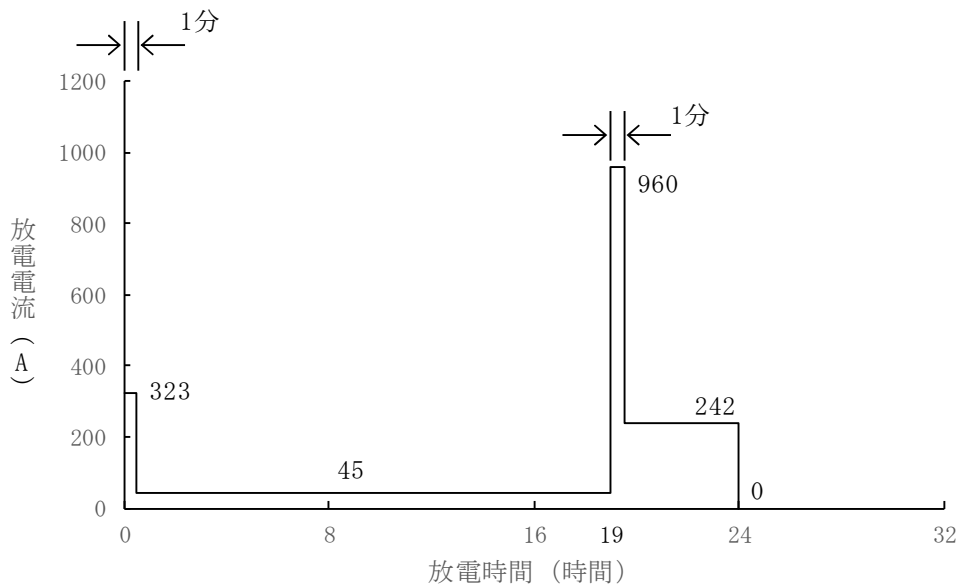


図 3 AM 用直流 125V 蓄電池負荷曲線

2. 個数

AM用直流125V蓄電池は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数であり、必要容量を1組の蓄電池で確保可能なように1組（1組当たり60個）設置する。

3. 負荷切り離し

所内蓄電式直流電源設備である直流125V蓄電池（直流125V蓄電池6A，直流125V蓄電池6A-2）及びAM用直流125V蓄電池から給電する分電盤の負荷切り離しをまとめたものを表4に示す。

設計基準対象施設の電源が喪失した場合に、24時間にわたり原子炉隔離時冷却系設備の運転に必要な制御・計測設備へ給電する直流125V分電盤6A-1以外の分電盤は8時間で切り離しを行う。

【凡例】○：切り離ししない負荷
×：切り離しする負荷

表4 分電盤の負荷切り離し

分電盤	経過時間		操作場所	備考
	0h～8h	8h～24h		
直流 125V 分電盤 6A-1	○	○	コントロール建屋地下1階	
直流 125V 分電盤 6A-2	—	—	コントロール建屋地下1階	—
直流 125V 分電盤 6A-3	○	×	コントロール建屋地下1階	事象発生8時間以降の対策で使用を想定しないため。
交流 120V バイタル分電盤 6A-1	○	×	コントロール建屋地下1階	事象発生8時間以降の対策で使用を想定しないため。
交流 120V バイタル分電盤 6A-2	○	×	原子炉建屋3階（中間階）	事象発生8時間以降の対策で使用を想定しないため。

名 称		逃がし安全弁用可搬型蓄電池	
容 量	Wh	2072	
個 数	—	1 (予備 1(7 号機設備, 6, 7 号機共用))	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、以下の機能を有する。</p> <p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、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減圧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、主蒸気逃がし安全弁（2 個）の作動に必要な電源を供給するために設置する。</p> <p>系統構成は、主蒸気逃がし安全弁の作動回路に接続し、主蒸気逃がし安全弁（2 個）を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる設計とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池の容量は、主蒸気逃がし安全弁を作動させるために必要な容量を基に設定する。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁を作動させるために必要な容量は、直流電源設備に要求している 24 時間の容量とし以下のとおり。</p> $C = \frac{P_1 \cdot 2 \cdot t}{\eta} + P_2$ <p>ここで</p> <p>C : 24 時間での必要容量 (Wh)</p> <p>P₁ : 逃がし安全弁用電磁弁 (1 個) の消費電力 (W) =30</p> <p>P₂ : 逃がし安全弁用可搬型蓄電池内部消費電力量 (Wh) =45</p> <p>t : 逃がし安全弁用電磁弁への供給時間 (h) =24</p> <p>η : DC/DC コンバータ変換効率 =0.8</p> $C = \frac{30 \times 2 \times 24}{0.8} + 45$ $= 1845 \text{ Wh}$ <p>以上より、逃がし安全弁用可搬型蓄電池の容量は、1845Wh を上回る容量として、2072Wh とする。</p>			

2. 個数

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、24 時間にわたり主蒸気逃がし安全弁（2 個）を連続開可能な容量を有するものを 1 個、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個（7 号機設備, 6, 7 号機共用）を保管する。