

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA設-C-1 改51
提出年月日	平成29年9月19日

## 東海第二発電所

### 重大事故等対処設備について

平成29年9月  
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

- 1 重大事故等対処設備
- 2 基本設計の方針
  - 2.1 耐震性・耐津波性
    - 2.1.1 発電用原子炉施設の位置
    - 2.1.2 耐震設計の基本方針 【39 条】
    - 2.1.3 耐津波設計の基本方針 【40 条】
  - 2.2 火災による損傷の防止
  - 2.3 重大事故等対処設備の基本設計方針 【43 条】
    - 2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について
    - 2.3.2 容量等
    - 2.3.3 環境条件等
    - 2.3.4 操作性及び試験・検査性について
- 3 個別設備の設計方針
  - 3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 【44 条】
  - 3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 【45 条】
  - 3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 【46 条】
  - 3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 【47 条】
  - 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 【48 条】
  - 3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 【49 条】
  - 3.7 原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備 【50 条】
  - 3.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備 【51 条】

- 3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 【52 条】
- 3.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備 【53 条】
- 3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 【54 条】
- 3.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備 【55 条】
- 3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 【56 条】
- 3.14 電源設備 【57 条】
- 3.15 計装設備 【58 条】
- 3.16 原子炉制御室 【59 条】
- 3.17 監視測定設備 【60 条】
- 3.18 緊急時対策所 【61 条】
- 3.19 通信連絡を行うために必要な設備 【62 条】

別添資料-1 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対する津波防護方針について

~~別添資料-2 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器  
圧力逃がし装置）について~~

~~別添資料-3 代替循環冷却の成立性について~~

~~別添資料-4 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備に  
ついて~~

### 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48条】

基準適合への対応状況

## 5.11 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

### 5.11.1 概要

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必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

また、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系），残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系），残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却系）及び残留熱除去系海水系が使用できる場合は、重大事故等対処設備として使用する。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の系統概要図を第 5.11-1 図から第 5.11-3 図に示す。

### 5.11.2 設計方針

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するための設備として重大事故防止設備（格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱，耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱，遠隔人力操作機構による現場操作，緊急用海水系による除熱，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱，残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱及び残留熱除去系海水系による除熱）を設ける。

#### (1) 設計基準事故対処設備を用いる設備

- a. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が健全であれば重大事故等対処設備として使用する。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）については、「3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に示す。

b. 残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却系）が健全であれば重大事故等対処設備として使用する。

残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却系）については、「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」に示す。

c. 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が健全であれば重大事故等対処設備として使用する。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）については、「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」に示す。

d. 残留熱除去系海水系による除熱

残留熱除去系海水系は、通常の原子炉停止時及び原子炉隔離時の崩壊熱及び残留熱の除去、原子炉冷却材喪失時の炉心冷却を目的とし設置される残留熱除去系の残留熱除去系熱交換器に海水を送水するための設備である。

海を水源とした残留熱除去系海水ポンプは、非常用取水設備である貯留堰及び取水路を通じて取水した海水をポンプ出口に設置される海水ストレーナにより不純物を除去して冷却水として残留熱除去系熱交換器に

供給することで、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール水冷却系）で発生した熱を回収し、最終的な熱の逃がし場である海への熱の輸送ができる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・残留熱除去系海水ポンプ（5.4 残留熱除去系）
- ・海水ストレーナ（5.4 残留熱除去系）
- ・残留熱除去系熱交換器（5.4 残留熱除去系）

その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機、非常用取水設備である貯留堰及び取水路を重大事故等対処設備として使用する。

## (2) フロントライン系故障時に用いる設備

### a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系の故障等により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、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の重大事故防止設備（格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）として格納容器圧力逃がし装置を使用する。

格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置、圧力開放板等で構成し、格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び耐圧強化ベント系を介して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける排気口を通して放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、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する。

格納容器圧力逃がし装置を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱につ

いては、「9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に示す。

b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系の故障等により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、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の重大事故防止設備（耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）として耐圧強化ベント系を使用する。

耐圧強化ベント系は、第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、耐圧強化ベント系一次隔離弁、耐圧強化ベント系二次隔離弁等で構成し、格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び原子炉建屋ガス処理系を介して、排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒を通して放出することで、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する。

耐圧強化ベント系の排出経路に設置する隔離弁（第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁）は電動弁とし、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電できる設計とするとともに、第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）については駆動部に遠隔人力操作機構を設け、原子炉建屋原子炉棟外から手動操作できる設計とする。

耐圧強化ベント系は、原子炉格納容器のサプレッション・チェンバ側及びドライウエル側のいずれからも排気できる設計とする。サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエルからの排気では、ダイヤフラムフロア面

からの高さを確保するとともに燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

耐圧強化ベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 第一弁（S／C側）
- ・ 第一弁（D／W側）
- ・ 耐圧強化ベント系一次隔離弁
- ・ 耐圧強化ベント系二次隔離弁
- ・ 常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替低圧電源車（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型設備用軽油タンク（10.2 代替電源設備）
- ・ タンクローリ（10.2 代替電源設備）

その他、設計基準対象施設である原子炉格納施設の原子炉格納容器を重大事故防止設備として使用する。

#### c. 遠隔人力操作機構による現場操作

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の第一弁（S／C側）、第一弁（D／W側）、第二弁及び第二弁バイパス弁の駆動源が喪失した場合においても、隔離弁を遠隔人力操作機構により人力で操作することにより、最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送できる設計とする。

遠隔人力操作機構による現場操作については、「9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に示す。

(3) サポート系故障時に用いる設備

a. 緊急用海水系による除熱

全交流動力電源の喪失又は残留熱除去系海水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（緊急用海水系による除熱）として、緊急用海水系の緊急用海水ポンプ並びに残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレー冷却系及びサブプレッション・プール水冷却系）の残留熱除去系熱交換器を使用する。

海を水源とした緊急用海水ポンプは、非常用取水設備であるS A用海水ピット、海水引込み管及びS A用海水ピット取水塔を通じて取水した海水をポンプ出口に設置される緊急用海水ストレーナにより不純物を除去し、冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給することで、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレー冷却系及びサブプレッション・プール水冷却系）で発生した熱を回収し、最終的な熱の逃がし場である海への熱の輸送ができる設計とする。

緊急用海水ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置より受電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 緊急用海水ポンプ
- ・ 緊急用海水ストレーナ
- ・ 残留熱除去系熱交換器（5.4 残留熱除去系）
- ・ 常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

その他、設計基準事故対処設備である非常用取水設備のS A用海水ピット、海水引込み管及びS A用海水ピット取水塔を重大事故等対処設備として使用する。

「5.11.2 (1)d. 残留熱除去系海水系による除熱」に使用する残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプは、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。ただし、多様性、位置的分散等を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性及び位置的分散の設計方針は適用しない。

原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」に示す。

非常用ディーゼル発電機、常設代替高圧電源装置、可搬型代替低圧電源車、可搬型設備用軽油タンク、タンクローリについては、「10.2 代替電源設備」に示す。

#### 5.11.2.1 多様性及び独立性、位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレー冷却系及びサプレッション・プール水冷却系）及び残留熱除去系海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないようポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレー冷却系及びサプレッション・プール水冷却系）及び残留熱除去系海水系に対して多様性を有する設計とする。

耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に使用する第一弁（S/C側）及び第一弁（D/W側）は、遠隔手動弁操作設備により原子

炉建屋原子炉棟外にて手動操作が可能な設計とする。耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁は、常設代替高圧電源装置又は可搬型代替低圧電源車からの独立した電源供給ラインから給電又は手動により操作可能とすることにより非常用ディーゼル発電機から給電する残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール水冷却系）及び残留熱除去系海水系に対して多様性を有する設計とする。

緊急用海水系による除熱に使用する緊急用海水ポンプは、常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより非常用ディーゼル発電機から給電する残留熱除去系海水ポンプに対して多様性を持つ設計とする。

緊急用海水ポンプは、原子炉建屋に隣接する緊急用海水ポンプピット内に設置することにより屋外の海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水ポンプに対して位置的分散を図る設計とする。

電源設備の多様性、位置的分散については、「10.2 代替電源設備」に示す。

#### 5.11.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に使用する耐圧強化ベント系は、通常待機時は、隔離弁により他の系統及び機器と隔離する設計とし、重大事故等時は、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

緊急用海水系による除熱に使用する緊急用海水ポンプ、緊急用海水ストレ

一ナ及び残留熱除去系熱交換器は、通常待機時は、隔離弁により他の系統及び機器と隔離する設計とし、重大事故等時は、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

残留熱除去系海水系による除熱に使用する残留熱除去系海水ポンプ、海水ストレーナ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 5.11.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に使用する耐圧強化ベント系は、想定される重大事故後に原子炉格納容器内で発生する蒸気を排気し、その熱量分を除熱できる設計とする。

緊急用海水系による除熱に使用する緊急用海水ポンプは、残留熱除去系海水ポンプ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であって、残留熱除去系ポンプが起動可能な状況において、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うために必要なポンプ流量を有する設計とする。

緊急用海水系による除熱に使用する残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の残留熱除去系海水系の機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及び伝熱容量が原子炉格納容器内の温度及び圧力を低下させることができるポンプ流量及び伝熱容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

緊急用海水ポンプは、必要な流量を確保できる容量を有するものを1個設置するほか、故障時及び保守点検による待機除外時の予備として1個を加え、

合計 2 個を設置する設計とする。

残留熱除去系海水系による除熱に使用する残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の残留熱除去系海水系の機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及び伝熱容量が原子炉格納容器内の温度及び圧力を低下させることができるポンプ流量及び伝熱容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

#### 5.11.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

耐圧強化ベント系の第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁は、中央制御室から操作が可能な設計とする。また、第一弁（S/C側）及び第一弁（D/W側）は、遠隔手動弁操作設備により原子炉建屋原子炉棟外にて手動操作が可能な設計とする。耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁については、設置場所にて手動操作が可能な設計とする。

緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナは、緊急用海水ポンプピット内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

緊急用海水ポンプ、緊急用海水ストレーナ及び残留熱除去系熱交換器は、使用時に海水を通水するため耐腐食性材料を使用する。また、緊急用海水ポンプによる海水を送水する系統は、異物の流入防止を考慮した設計とする。

緊急用海水ポンプは、中央制御室から操作が可能な設計とする。

残留熱除去系海水ポンプ及び海水ストレーナは、屋外に設置し、重大事故

等時における環境条件を考慮した設計とする。

残留熱除去系海水ポンプ、海水ストレーナ及び残留熱除去系熱交換器は、使用時に海水を通水するため耐腐食性材料を使用する。また、残留熱除去系海水ポンプによる海水を送水する系統は、異物の流入防止を考慮した設計とする。

残留熱除去系海水ポンプは、中央制御室から操作が可能な設計とする

残留熱除去系熱交換器は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

#### 5.11.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

耐圧強化ベント系を使用する原子炉格納容器内の減圧及び除熱において操作が必要な隔離弁（第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁）は、中央制御室からスイッチにより操作が可能なほか、第一弁（S/C側）及び第一弁（D/W側）は、遠隔手動弁操作設備により原子炉建屋原子炉棟外にて手動操作が可能な設計とする。耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁については、設置場所にて手動操作が可能な設計とする。

緊急用海水ポンプ、緊急用海水ストレーナ及び残留熱除去系熱交換器を使用する緊急用海水系による除熱を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常待機時の系統から弁操作等にて速やかに切替える設計とする。

緊急用海水ポンプは、中央制御室からスイッチにより操作が可能な設計とする。

残留熱除去系海水ポンプ、海水ストレーナ及び残留熱除去系熱交換器を使

用する残留熱除去系海水系による除熱を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で使用できる設計とする。

#### 5.11.3 主要設備及び仕様

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要設備及び仕様を第5.11-1表に示す。

#### 5.11.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に使用する耐圧強化ベント系に使用する第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁は、原子炉の停止中に動作確認及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁は、原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

緊急用海水系による除熱に使用する緊急用海水ポンプ、緊急用海水ストレーナ及び残留熱除去系熱交換器は、原子炉の停止中に試験系統により機能・性能及び漏えいの確認が可能な設計とする。

緊急用海水ポンプは、原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

緊急用海水ストレーナは、原子炉の停止中に差圧の確認が可能な設計とする。

緊急用海水ストレーナは、原子炉の停止中に内部の確認が可能なように、

ボンネットを取り外すことができる設計とする。

残留熱除去系海水系による除熱に使用する残留熱除去系海水ポンプ、海水ストレーナ及び残留熱除去系熱交換器は、原子炉の運転中又は停止中に試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

残留熱除去系海水ポンプは、原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

海水ストレーナは、原子炉の運転中又は停止中に差圧の確認が可能な設計とする。

海水ストレーナは、原子炉の停止中に内部の確認が可能なように、ボンネットを取り外すことができる設計とする。

残留熱除去系熱交換器は、原子炉の停止中に内部の確認が可能なようにマンホールを設ける設計とする。

残留熱除去系熱交換器は、原子炉の停止中に伝熱管の非破壊検査が可能なように試験装置を設置できる設計とする。

第 5.11-1 表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の設備仕様

(1) 格納容器圧力逃がし装置

兼用する設備は以下のとおり。

- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

a. フィルタ装置

放射性物質除去性能

エアロゾル 99.9%以上 (スクラビング水及び金属フィルタ)

無機よう素 99%以上 (スクラビング水及びよう素除去部)

有機よう素 98%以上 (よう素除去部)

個 数 1

最高使用圧力 0.62MPa [gage]

最高使用温度 200℃

材 料 ステンレス鋼

b. 第一弁 (S/C側)

型 式 電気作動

個 数 1

最高使用圧力 0.62MPa [gage]

最高使用温度 200℃

材 料 ステンレス鋼

c. 第一弁 (D/W側)

型 式 電気作動

個 数 1

最高使用圧力 0.62MPa [gage]

最高使用温度 200℃

材 料 ステンレス鋼

d. 第二弁

型 式 電気作動

個 数 1

最高使用圧力 0.62MPa [gage]

最高使用温度 200℃

材 料 ステンレス鋼

e. 第二弁バイパス弁

型 式 電気作動

個 数 1

最高使用圧力 0.62MPa [gage]

最高使用温度 200℃

材 料 ステンレス鋼

f. 圧力開放板

型 式 引張型ラプチャーディスク

個 数 1

最高使用圧力 0.08MPa [gage]

最高使用温度 200℃

材 料 ステンレス鋼

g. 遠隔人力操作機構

個 数 4

(2) 耐圧強化ベント系

兼用する設備は以下のとおり。

- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

系 統 数 1

系統設計流量 約 48,000kg/h

a. 第一弁 (S/C側)

型 式	電気作動
個 数	1
最高使用圧力	0.62MPa [gage]
最高使用温度	200℃
材 料	ステンレス鋼

b. 第一弁 (D/W側)

型 式	電気作動
個 数	1
最高使用圧力	0.62MPa [gage]
最高使用温度	200℃
材 料	ステンレス鋼

c. 耐圧強化ベント系一次隔離弁

型 式	電気作動
個 数	1
最高使用圧力	0.62MPa [gage]
最高使用温度	200℃
材 料	ステンレス鋼

d. 耐圧強化ベント系二次隔離弁

型 式	電気作動
個 数	1

最高使用圧力	0.62MPa [gage]
最高使用温度	200℃
材 料	ステンレス鋼

(3) 緊急用海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

型 式	ターボ形
個 数	1 (予備 1)
容 量	約 844m <sup>3</sup> /h
全 揚 程	約 130m
最高使用圧力	2.45MPa [gage]
最高使用温度	38℃
本 体 材 料	ステンレス鋼

(4) 緊急用海水ストレーナ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

型 式	バスケット形ダブルストレーナ
個 数	1
最高使用圧力	2.45MPa[gage]
最高使用温度	38℃
本 体 材 料	ステンレス鋼

(5) 残留熱除去系海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

型 式	たて形うず巻式
個 数	4
容 量	約 886m <sup>3</sup> /h /個
揚 程	約 184m
最高使用圧力	3.45MPa[gage]
最高使用温度	38℃
本 体 材 料	鋳鋼

(6) 海水ストレーナ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

型 式	円筒縦形
個 数	2
最高使用圧力	3.45MPa [gage]
最高使用温度	38°C
本 体 材 料	ステンレス鋼

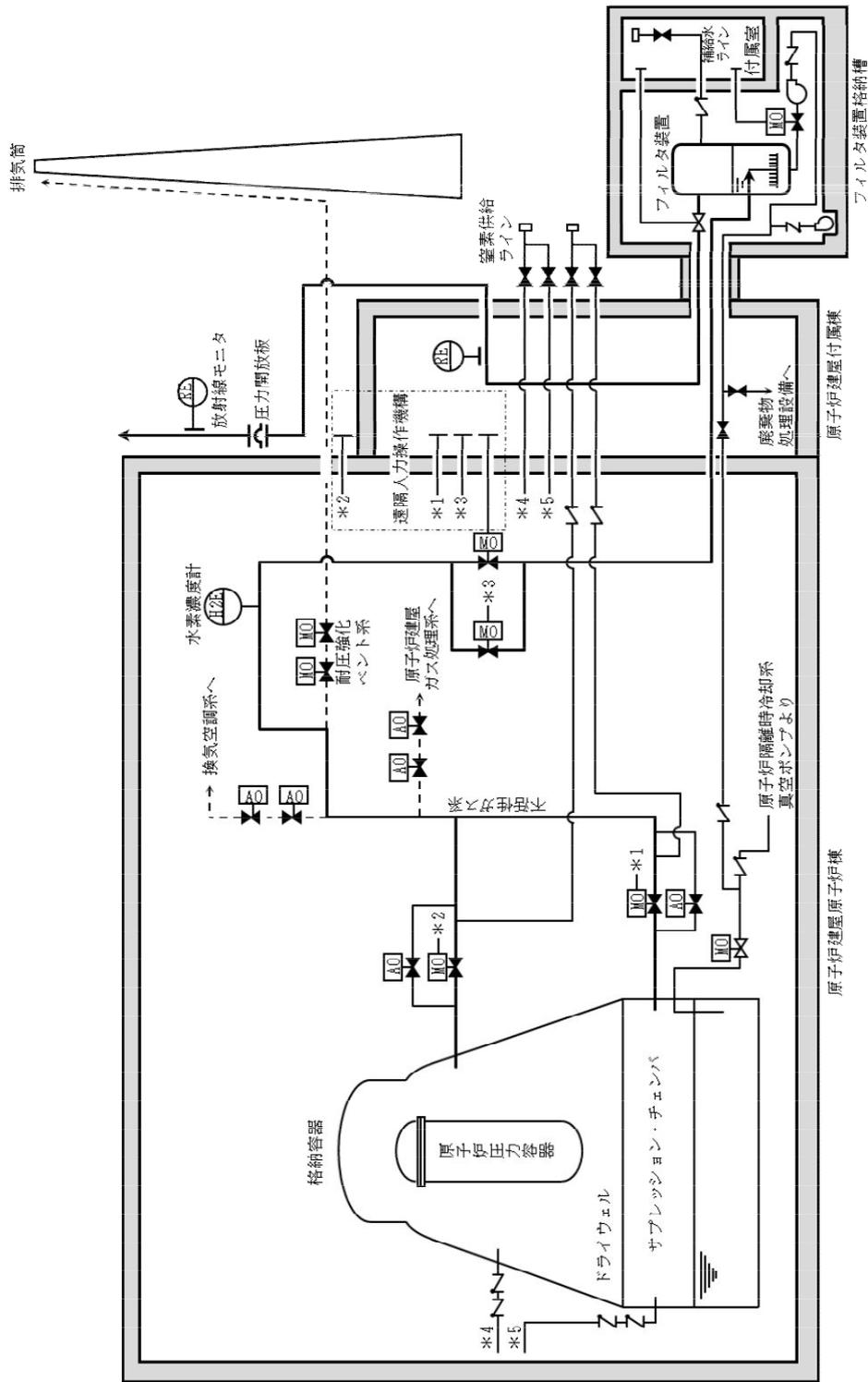
(7) 残留熱除去系熱交換器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

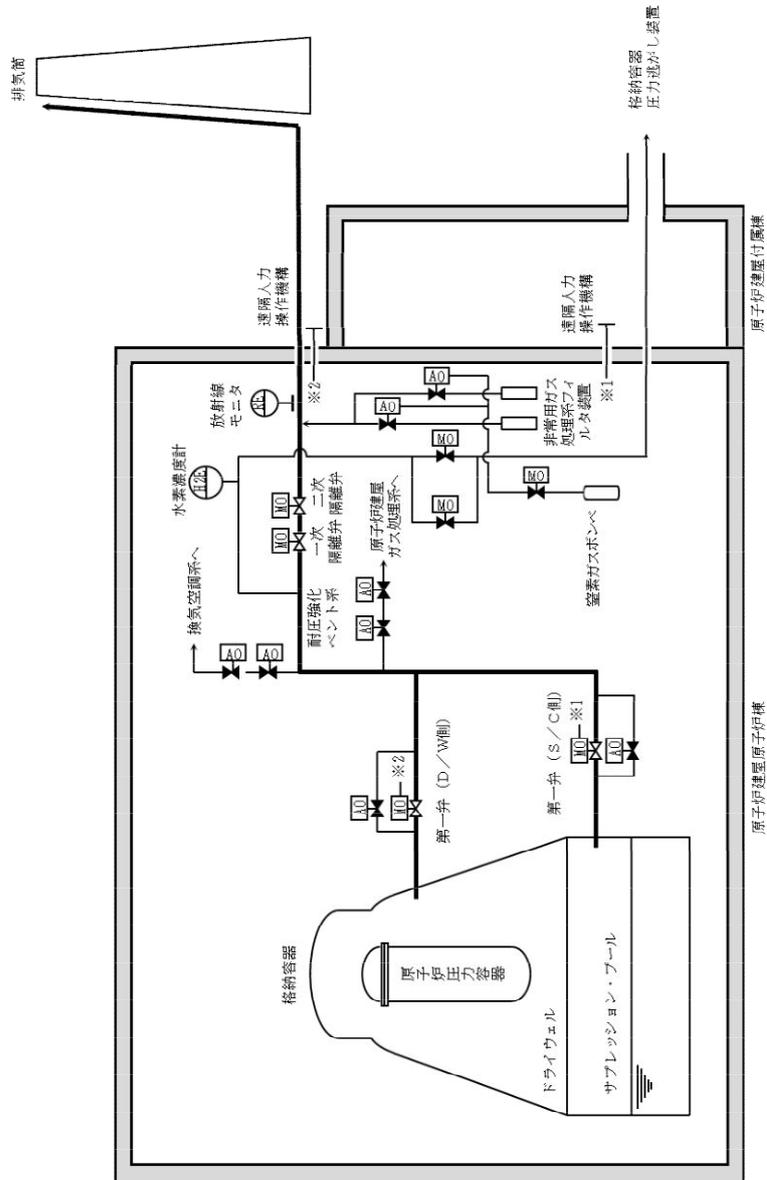
型 式	縦型Uチューブ式
基 数	2

伝熱容量		約 $19.4 \times 10^3 \text{kW}$ / 個 (原子炉停止時冷却モード)
最高使用圧力		
管側		3.45MPa [gage]
胴側		3.45MPa [gage]
最高使用温度		
管側		249°C
胴側		249°C
材 料		
管側		白銅管
胴側		炭素鋼



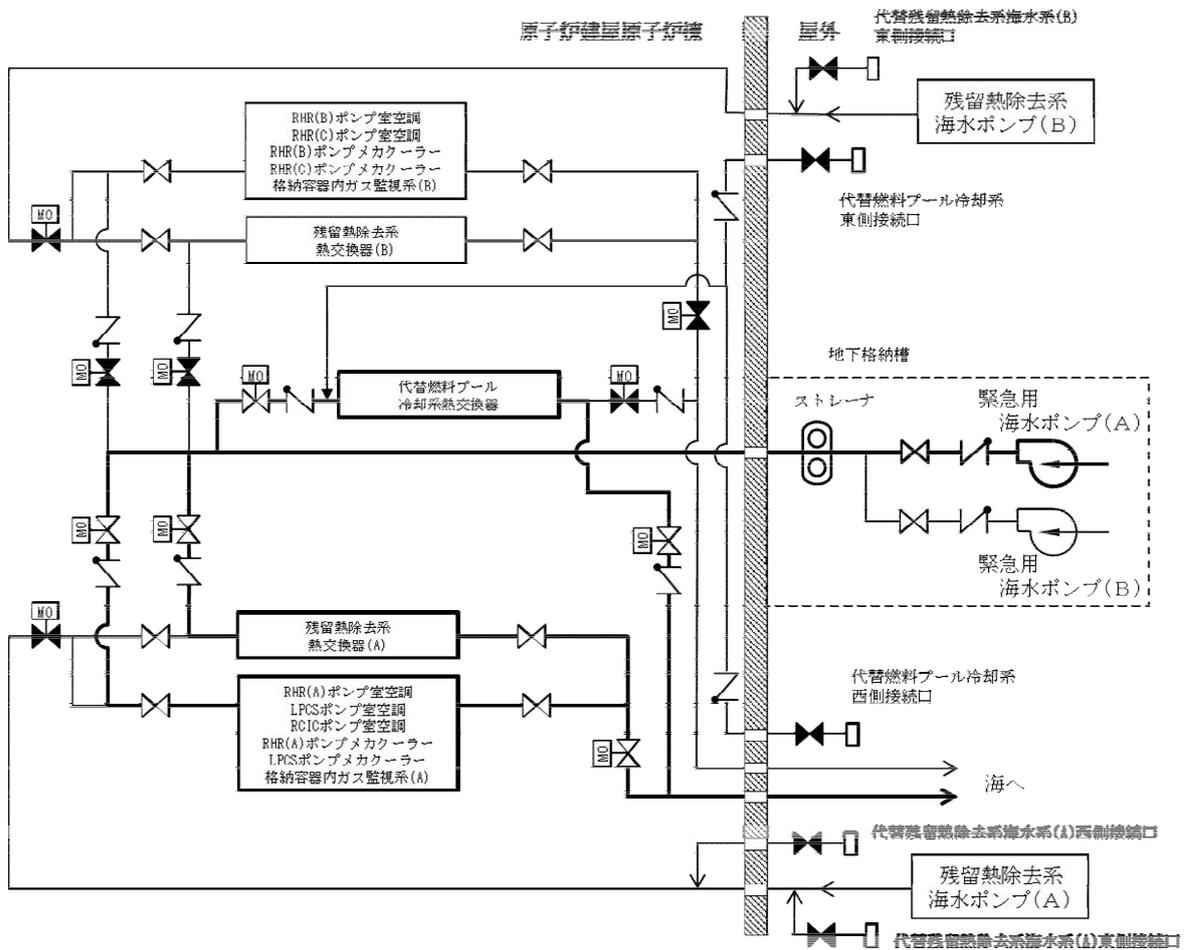
第 5.11-1 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 系統概要図 (1)

(格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱)



第 5.11-2 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 系統概要図 (2)

(耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱)



残留熱除去系海水系A系通水時を示す。

第 5.11-3 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 系統概要図 (3)

(緊急用海水系による除熱)

### 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48条】

#### < 添付資料 目次 >

### 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

#### 3.5.1 設置許可基準規則第48条への適合方針

- (1) 緊急用海水系による除熱（設置許可基準規則解釈の第1項 a）, b）, c））
- (2) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（設置許可基準規則解釈の第1項 a）, b）, c）, d））
- (3) 耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱（設置許可基準規則解釈の第1項 a）, b）, c）, d））
- (4) 残留熱除去系
- (5) 残留熱除去系海水系
- (6) 代替残留熱除去系海水系

#### 3.5.2 重大事故等対処設備

##### 3.5.2.1 緊急用海水系

###### 3.5.2.1.1 設備概要

###### 3.5.2.1.2 主要設備の仕様

- (1) 緊急用海水ポンプ

###### 3.5.2.1.3 緊急用海水系の多様性、独立性及び位置的分散の確保

###### 3.5.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

###### 3.5.2.1.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

- (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）
- (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

- (3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）
  - (4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）
  - (5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）
  - (6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）
- 3.5.2.1.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合状況（常設重大事故等対  
処設備の安全設計方針に対する適合性）
- (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）
  - (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）
  - (3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）
- 3.5.2.2 格納容器圧力逃がし装置
- 3.5.2.2.1 設備概要
- 3.5.2.2.2 多様性，独立性及び位置的分散の確保
- 3.5.2.3 耐圧強化ベント系
- 3.5.2.3.1 設備概要
- 3.5.2.3.2 主要設備の仕様
- (1) 耐圧強化ベント系（配管及び弁）
- 3.5.2.3.3 多重性又は多様性及び独立性，位置的分散の確保
- 3.5.2.3.4 設置許可基準規則第43条への適合方針
- 3.5.2.3.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針
- (1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）
  - (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
  - (3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）
  - (4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）
  - (5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）
  - (6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

- 3.5.2.3.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針（常設重大事故等対  
処設備の安全設計方針に対する適合性）
  - (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）
  - (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）
  - (3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）
- 3.5.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）
  - 3.5.3.1 残留熱除去系
    - 3.5.3.1.1 設備概要
    - 3.5.3.2 残留熱除去系海水系
      - 3.5.3.2.1 設備概要
      - 3.5.3.2.2 主要設備の仕様
        - (1) 残留熱除去系海水ポンプ
        - (2) 残留熱除去系熱交換器
      - 3.5.3.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

### 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48条】

#### 【設置許可基準規則】

(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)

第四十八条 発電用原子炉施設には、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必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

- a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。
- b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。
- c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サプレッション・プールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム(UHSS)の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮すること。

また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃が

し弁による2次冷却系からの除熱により，最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。

- d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は，本規程第50条1b)に準ずること。また，その使用に際しては，敷地境界での線量評価を行うこと。

### 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

#### 3.5.1 設置許可基準規則第48条への適合方針

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損（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設備として、緊急用海水系、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を設ける。

- (1) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保（設置許可基準規則解釈の第1項 a）, b）, c））

設計基準事故対処設備である残留熱除去海水系が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損（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設備として、緊急用海水系を設ける。

緊急用海水系は、津波の影響を受けない水密化した地下格納槽に設置する常設のポンプ等で構成する。

緊急用海水系の設計基準事故対処設備に対する多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散については3.5.2.1.3項に詳細を示す。

- (2) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（設置許可基準規則解釈の第1項 a）, b）, c）, d））

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サブレーション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損

傷等を防止するため、格納容器圧力逃がし装置を設置する。

格納容器圧力逃がし装置は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サブレーション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）が使用不可能な場合に使用する設計とし、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サブレーション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）に対する多様性、独立性及び位置的分散を図った設計とする。

（格納容器圧力逃がし装置の多様性、独立性及び位置的分散については、3.5.2.2.2項に詳細を示す。）

また、当該設備は設置許可基準規則第50条解釈の第1項 b の要求を満たすものとする。（設置許可基準規則第50条に対する適合方針に関しては、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第50条に対する設計方針を示す章）」に示す。）

格納容器圧力逃がし装置を使用してベントを実施した場合に放出される想定放射性物質の放出量に対して、予め敷地境界での線量評価を行うこととする。また、敷地境界を含む原子力発電所周辺の放射性物質の濃度及び放射線量を監視、測定する設備を設けるものとする。（発電所敷地境界での線量監視設備に関しては、「3.17 監視測定設備（設置許可基準規則第60条に対する設計方針を示す章）」に示す。）

- (3) 耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱（設置許可基準規則解釈の第1項 a）, b）, c）, d））

設計基準事故対処備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サブレーション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷等を防止するため、耐圧強化ベント系を設置する。

当該設備は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）が使用不可能な場合に使用する設計とし、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）に対する多様性、独立性及び位置的分散を図った設計とする。（耐圧強化ベント系の設計基準事故対処設備多様性、独立性及び位置的分散については、3.5.2.4.2項に詳細を示す。）

耐圧強化ベント系を使用してベントを実施した場合に放出される想定放射性物質の放出量に対して、予め敷地境界での線量評価を行うこととする。また、実際に重大事故等が発生した場合に、敷地境界を含む原子力発電所周辺の放射性物質の濃度及び放射線量を監視、測定する設備を設けるものとする。（発電所敷地境界での線量監視設備に関しては、「3.17 監視測定設備（設置許可基準規則第60条に対する設計方針を示す章）」に示す。）

また、炉心損傷後に代替循環冷却系を長期使用した場合に、格納容器内で発生する水素及び酸素によって格納容器が水素爆発することを防止するため、適切なタイミングにて格納容器内の雰囲気ガスを排気するためにも使用する。（本設備については、「3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（設置許可基準規則第52条に対する設計方針を示す章）」に示す。）

その他、設計基準事故対処設備であるが、想定される重大事故等においてその機能を考慮するため、以下の設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

#### (4) 残留熱除去系

残留熱除去系は、通常の原子炉停止時及び原子炉隔離時の崩壊熱及び残留熱の除去、原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし設置される設備であり、想定される重大事故等時においては、弁の切り替え操作によって以下の3系統を使用する。

- a. 原子炉停止時冷却系
- b. 格納容器スプレイ冷却系
- c. サプレッション・プール水冷却系

なお、原子炉停止時冷却系については、「3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第47条に対する設計方針を示す章）」、格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール水冷却系については、「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備（設置許可基準規則第49条に対する設計方針を示す章）」で示す。

#### (5) 残留熱除去系海水系

残留熱除去系海水系は、海を水源とする残留熱除去系海水ポンプにて、非常用取水設備である貯留堰及び取水路を介して海水を取水し、残留熱除去系に設置される残留熱除去系熱交換器に海水を送水するための設備である。海水中の異物等については、ポンプ出口に設置される海水ストレーナで除去可能な設計とする。

また、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格納容器の破損を防止する

ための自主対策設備として、以下を整備する。

#### (6) 代替残留熱除去系海水系

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及び緊急用海水系の機能が喪失した際に、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損（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設備として、代替残留熱除去系海水系を整備する。

代替残留熱除去系海水系は、可搬型代替注水大型ポンプ、流路である配管・弁、燃料設備である可搬型設備用軽油タンク、タンクローリで構成され、流路を通じて残留熱除去系熱交換器に海水を供給し原子炉压力容器及び格納容器からの除熱を行う設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、車両の移動、設置、ホース接続等に時間を要し、想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サプレッション・プール冷却系又は格納容器スプレイ冷却系）が使用可能であれば、最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する手段として有効である。

#### (7) 不活性ガス系隔離弁のバイパスライン

既設の不活性ガス系隔離弁（格納容器圧力逃がし装置の第一弁（サプレッション・チェンバ側）及び第一弁（ドライウエル側））のバイパスラインは、万一、何らかの理由で不活性ガス系隔離弁（格納容器圧力逃がし装置の第一弁（サプレッション・チェンバ側）及び第一弁（ドライウエル側））が開操作不可能な場合において、バイパスラインの弁を開操作することにより、格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する。

なお、バイパスラインの口径が小さく、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損の防止には十分な容量でないこと等の理由から、不活性ガス系隔離弁（格納容器圧力逃がし装置の第一弁（サブプレッション・チェンバ側）及び第一弁（ドライウェル側））のバイパスラインについては、自主的な運用とする。

### 3.5.2 重大事故等対処設備

#### 3.5.2.1 緊急用海水系

##### 3.5.2.1.1 設備概要

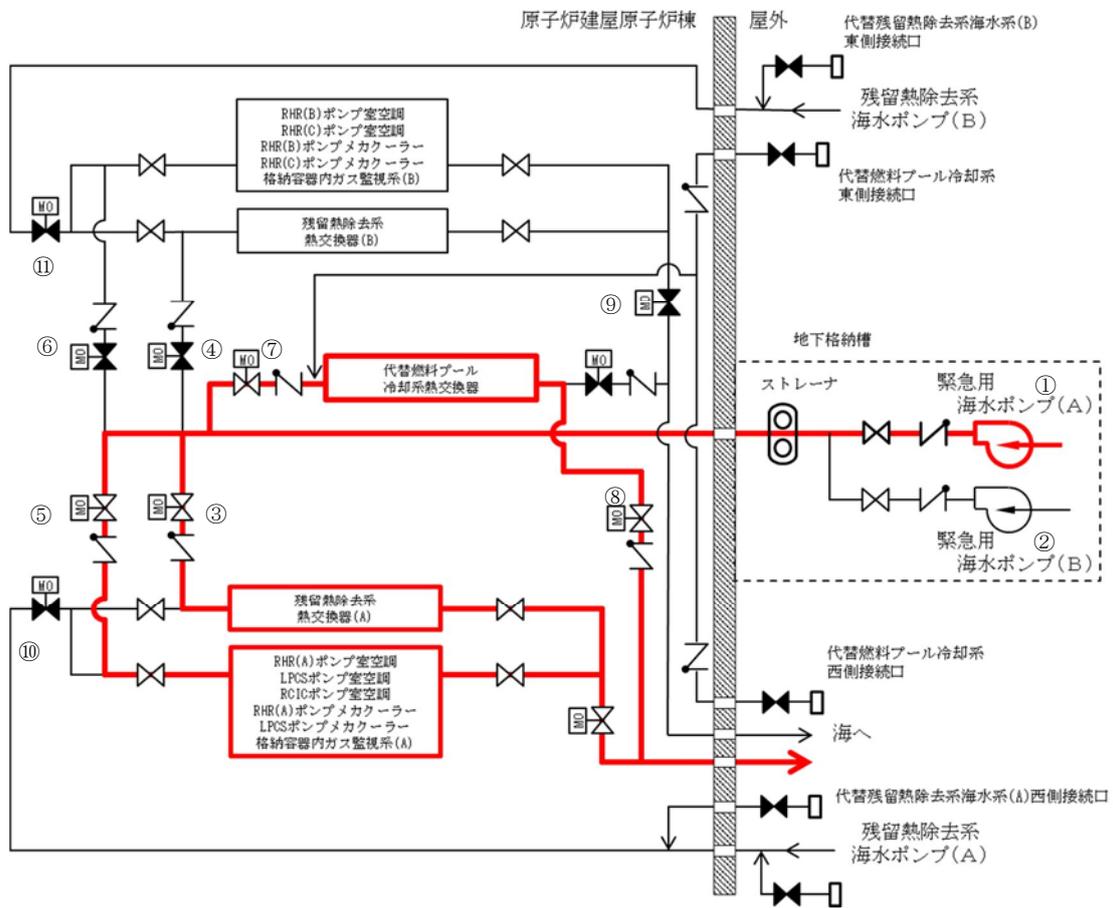
緊急用海水系は、残留熱除去系海水系が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、この機能を代替し、原子炉圧力容器及び格納容器からの除熱を行う設計とする。

緊急用海水系は、緊急用海水ポンプ、流路である緊急用海水系配管・弁、残留熱除去系海水系配管・弁、非常用取水設備（S A用海水ピット取水塔、海水引込み管、S A用海水ピット）から構成する設計とする。

重大事故等時は、緊急用海水ポンプにより、緊急用海水系配管及び残留熱除去系海水系配管を介して残留熱除去系熱交換器に海水を供給し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系、サブプレッション・プール冷却系）と連携して原子炉圧力容器及び格納容器からの除熱を行う設計とする。

緊急用海水系の系統概要図を第3.5-1図に、本系統に属する重大事故等対処設備を第3.5-1表に示す。

緊急用海水ポンプの電源は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置より給電できる設計とする。



機器名称		機器名称	
①	緊急用海水ポンプ(A)	⑦	緊急用海水系代替F P C系隔離弁
②	緊急用海水ポンプ(B)	⑧	緊急用海水系代替F P C系出口弁 (A) 系
③	緊急用海水系RHR (A) 系熱交換器隔離弁	⑨	緊急用海水系代替F P C系出口弁 (B) 系
④	緊急用海水系RHR (B) 系熱交換器隔離弁	⑩	残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁 (A) 系
⑤	緊急用海水系RHR (A) 系補機隔離弁	⑪	残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁 (B) 系
⑥	緊急用海水系RHR (B) 系補機隔離弁		

第3.5-1図 緊急用海水系 系統概要図

(残留熱除去系海水系A系及び代替燃料プール冷却系供給時)

第3.5-1表 緊急用海水系（常設）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分		設備名
主要設備		緊急用海水ポンプ【常設】 緊急用海水ストレーナ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】
関連設備	附属設備	—
	水源	—
	流路	緊急用海水系配管・弁【常設】 残留熱除去系海水系配管・弁【常設】 非常用取水設備 SA用海水ピット【常設】 海水引込み管【常設】 SA用海水ピット取水塔【常設】
	注水先	—
	電源設備*1 (燃料移送設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替交流電源設備用燃料移送ポンプ【常設】
	計装設備*2	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）【常設】 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）【常設】 サプレッション・プール水温度【常設】

\*1:電源設備については「3.14電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*2:計装設備については「3.15計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.5.2.1.2 主要設備の仕様

#### (1) 緊急用海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

種 類	ターボ型
容 量	約 844m <sup>3</sup> /h
全 揚 程	約 130m
最高使用圧力	2.45MPa[gage]
最高使用温度	38℃
個 数	1 (予備 1)
設 置 場 所	緊急用海水ポンプピット
電 動 機 出 力	約 510kW

#### (2) 緊急用海水ストレータ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

型 式	バスケット形ダブルストレーナ
基 数	1
最高使用圧力	2.45MPa [gage]
最高使用温度	38℃
本 体 材 料	ステンレス鋼

### 3.5.2.1.3 緊急用海水系の多様性、独立性及び位置的分散の確保

緊急用海水系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、第3.5-2表で示すとおり多様性及び位置的分散を図った設計とする。

緊急用海水ポンプは、原子炉建屋近傍の緊急用海水ポンプピット内に設置することで、屋外の海水ポンプ室に設置される残留熱除去系海水系ポンプと位置的分散を図る設計とする。

緊急用ポンプの電源は、屋外の常設代替高圧電源装置置場に設置する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから供給可能とすることで、原子炉建屋付属棟内に設置する設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水ポンプの電源（非常用ディーゼル発電機）に対し多様性を有し位置的分散を図る設計とする。

緊急用海水ポンプのサポート系として、冷却水は不要とすることで、設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系ポンプと同時に機能喪失しない多様性を有する設計とする。

また、緊急用海水系は、第3.5-3表で示すとおり、地震、津波、火災、溢水による共通要因故障を防止するために独立性を有する設計とする。

なお、流路を構成する静的機器である残留熱除去系海水系配管及び動的機器である弁については、緊急用海水ポンプから残留熱除去系海水系との接続箇所までの間で、独立性を有する設計とする。

第3.5-2表 多様性，多重性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	残留熱除去系海水系	緊急用海水系
ポンプ	残留熱除去系海水系ポンプ	緊急用海水ポンプ
	屋外	緊急用海水ポンプピット
水源	海	海
駆動用空気	不要	不要
潤滑油	不要(内包油)	不要(内包油)
冷却水	不要	不要
駆動電源	非常用ディーゼル発電機	常設代替高圧電源装置
	原子炉建屋附属棟地下1階	屋外 (常設代替高圧電源装置置場)

第3.5-3表 設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		残留熱除去系海水系	緊急用海水系
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系海水系は耐震Sクラス設計とし、重大事故防止設備である緊急用海水系は基準地震動 $S_s$ で機能維持できる設計とすることで、基準地震動 $S_s$ が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備の残留熱除去系海水系及び重大事故防止設備の緊急用海水系は、防潮堤及び浸水防止設備を設置することで、津波が共通要因となって故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系海水系と、重大事故防止設備である緊急用海水系は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7 重大事故の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系海水系と、重大事故防止設備である緊急用海水系は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8 重大事故の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

### 3.5.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.5.2.1.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件(設置許可基準規則第43条第1項一)

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

###### (ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

緊急用海水ポンプは，地下格納槽内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，格納槽の環境条件を考慮し，以下の第3.5-4表の設計とする。

緊急用海水ポンプは，使用時に常時海水を通水することから，耐腐食性材料を使用する設計とする。また，異物流入防止を考慮した取水路形状等の設計により異物の流入を防止する設計とする。

(48-5-1, 2)

第3.5-4表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である緊急用海水ポンプピット内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水するため，耐腐食性材料の使用により影響を受けない設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合せをを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	緊急用海水ポンプピット内に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響を受けない。
電磁的影響	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

(2) 操作性(設置許可基準規則第43条第1項二)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

緊急用海水ポンプ及び電動弁は、重大事故等時、中央制御室のスイッチで操作が可能な設計とすることで、通常待機時の系統から弁操作等にて速やかに切替えができる設計とする。

緊急用海水系を運転する場合は、中央制御室からのスイッチ操作で緊急用海水ポンプ室空調機を起動し、系統構成として、残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（A）系（又は残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（B）系）を閉、残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁（又は残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁）を開とした後、緊急用海水ポンプを起動する。その後、緊急用海水系RHR（A）系熱交換器隔離弁（又は緊急用海水系RHR（B）系熱交換器隔離弁）及び緊急用海水系RHR（A）系補機隔離弁（又は緊急用海水系RHR（B）系補機隔離弁）を調整開とし規定流量とする。また、必要により代替FPC系を使用する場合は、緊急用海水系代替FPC系出口弁（A）（又は緊急用海水系代替FPC系出口弁（B））を開とし、緊急用海水系代替FPC系隔離弁（A）（又は緊急用海水系代替FPC系隔離弁（B））を調整開とし規定流量とする。操作対象弁については、第3.5-5表に示す。

緊急用海水ポンプの起動・停止・運転状態及び電動弁の開閉状態については、中央制御室の表示灯・操作画面等で視認可能な設計とし、中央制御室における監視又は試験・検査等にて確認可能な設計とする。また、中央制御室のスイッチ操作に当たり、運転員等のアクセス性及び操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、スイッチは、機器の名称等を表示した銘板の取付け又は操作画面の表示等により、運転員の操作性及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

第3.5-5表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
緊急用海水ポンプ (A)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
緊急用海水ポンプ (B)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
緊急用海水系RHR (A) 系熱交換器隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
緊急用海水系RHR (B) 系熱交換器隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
緊急用海水系RHR (A) 系補機隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
緊急用海水系RHR (B) 系補機隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
緊急用海水系代替FPC系隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
緊急用海水系代替FPC系海水出口流量調整弁 (A) 系	調整開	中央制御室	スイッチ操作
緊急用海水系代替FPC系海水出口流量調整弁 (B) 系	調整開	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系熱交換器 (A) 海水出口流量調節弁	調整開	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系熱交換器 (B) 海水出口流量調節弁	調整開	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁 (A) 系	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁 (B) 系	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作

(3) 試験及び検査(設置許可基準規則第43条第1項三)

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に

試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

緊急用海水系は、第3.5-6表に示すように原子炉停止中に機能・性能検査、弁動作確認及び分解検査が可能な設計とする。

緊急用海水ポンプは、原子炉停止中に、分解検査としてポンプ部品（主軸、軸受、羽根車等）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。弁については、弁体等の部品の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。分解検査においては、非破壊検査により、性能に影響を及ぼす指示模様の有無を確認する。また、目視により、性能に影響を及ぼす恐れのあるき裂、打こん、変形及び摩耗の有無を確認する。

また、緊急用海水ポンプは原子炉停止中に、ポンプを運転することにより、ポンプの吐出圧力・流量の確認に加え、運転時の振動、異音、異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。弁については、原子炉運転中又は原子炉停止中に弁動作確認を実施することで弁開閉動作の確認が可能な設計とする。ポンプ及び系統配管・弁については、機能・性能検査等に合わせて外観及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

(48-6-3)

第3.5-6表 試験・検査内容

原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能, ポンプ, 熱交換器及び 系統配管・弁の漏えい確認, 外観の確認 緊急用海水ストレーナの差圧確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプまたは弁の部品の表面状態につい て, 浸透探傷試験及び目視により確認
	内部点検	熱交換器の内部点検, 伝熱管の渦流探傷 試験 緊急用海水ストレーナの内部点検

(4) 切り替えの容易性(設置許可基準規則第43条第1項四)

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

緊急用海水ポンプは、設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系配管と一部配管を共用していることから、重大事故等に対処するために系統構成を切り替える必要がある。なお、切替操作は、「(2) 操作性」に記載する内容と同じである。

系統の切替えに必要な弁は、中央制御室から遠隔操作する設計とすることで、緊急用海水系による残留熱除去系熱交換器への海水供給が必要となるまでの間に、第3.5-2図で示すタイムチャートのとおり、速やかに切り替えが可能である。

(48-4-1, 48-5-1)

手順の項目		実施箇所・必要員数	経過時間(分)												備考					
			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24						
			緊急用海水系による冷却水の確保 20分																	
緊急用海水系による冷却水(海水)の確保	運転員等(当直運転員)(中央制御室)	1	準備																	

第3.5-2図 緊急用海水系による冷却水(海水)の確保タイムチャート\*

\* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の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に係る審査基準」への適合状況についての1.5で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止(設置許可基準規則第43条第1項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響等防止について」に示す。

緊急用海水系は, 通常待機時は, 緊急用海水系RHR熱交換器隔離弁, 緊急用海水系RHR系補機隔離弁及び緊急用海水系代替FPC系隔離弁を閉止しておくことで, 残留熱除去系海水系隔離する系統構成とし, 取合系統である残留熱除去系海水系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。また, 隔離弁近傍に逆止弁を設け, 系統に影響を及ぼさない設計とする。隔離弁については第3.5-7表に示す。

(48-5-1)

第3.5-7表 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
残留熱除去系 海水系	緊急用海水系RHR（A）系 熱交換器隔離弁	電動弁	通常時閉
	緊急用海水系RHR（B）系 熱交換器隔離弁	電動弁	通常時閉
	緊急用海水系RHR（A）系 補機隔離弁	電動弁	通常時閉
	緊急用海水系RHR（B）系 補機隔離弁	電動弁	通常時閉
	緊急用海水系代替FPC系 隔離弁	電動弁	通常時閉

(6) 設置場所(設置許可基準規則第43条第1項六)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

緊急用海水系の系統構成のために操作が必要な機器の設置場所、操作場所を第3.5-8表に示す。これらの機器は、原子炉建屋原子炉棟又は屋外（緊急用海水ポンプピット内）に設置されるが、中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少

ない設計とする。

(48-4-1, 48-5-1)

第3.5-8表 操作対象機器

機器名称	設置場所	操作場所
緊急用海水ポンプ (A)	緊急用海水ポンプピット内	中央制御室
緊急用海水ポンプ (B)	緊急用海水ポンプピット内	中央制御室
緊急用海水系RHR (A) 系熱交換器隔離弁	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室
緊急用海水系RHR (B) 系熱交換器隔離弁	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室
緊急用海水系RHR (A) 系補機隔離弁	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室
緊急用海水系RHR (B) 系補機隔離弁	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室
緊急用海水系代替FPC系隔離弁	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室
緊急用海水系代替FPC系海水出口流量調整弁 (A) 系	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室
緊急用海水系代替FPC系海水出口流量調整弁 (B) 系	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室
残留熱除去系熱交換器 (A) 海水出口流量調節弁	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室
残留熱除去系熱交換器 (B) 海水出口流量調節弁	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室
残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁 (A) 系	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室
残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁 (B) 系	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室

3.5.2.1.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合状況(常設重大事故等対  
処設備の安全設計方針に対する適合性)

(1) 容量(設置許可基準規則第43条第2項一)

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 容量等」に示す。

緊急用海水ポンプは、設計基準事故対処設備が有する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格納容器の破損を防止するために必要な容量を有する設計とする。

容量としては、残留熱除去系海水系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でも、格納容器ベントを行うことなく格納容器からの除熱が可能な容量として、ポンプ1個当たり $834\text{m}^3/\text{h}$ が必要であることから、ポンプ1個当たり約 $844\text{m}^3/\text{h}$ を供給可能なポンプを1個使用する設計とする。

緊急用海水ポンプの揚程は、ポンプ1個で $834\text{m}^3/\text{h}$ の海水供給時の圧損(水源である海と供給先(残留熱除去系熱交換器等)の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損)を考慮し、約130mの揚程を確保可能な設計とする。

(47-7-1~3)

(2) 共用の禁止(設置許可基準規則第43条第2項二)

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただ

し、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないことから、緊急用海水ポンプは、二以上の発電用原子炉施設において共用しない。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

緊急用海水系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系に対し、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計としている。これらの詳細については、3.5.2.1.3項に記載のとおりである。

### 3.5.2.2 格納容器圧力逃がし装置

#### 3.5.2.2.1 設備概要

格納容器圧力逃がし装置は、設計基準事故対処設備の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であり、かつ残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）が使用できない場合に、炉心の著しい損傷又は格納容器破損（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、重大事故防止設備として、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する設計とする

本システムの主要設備は、フィルタ装置、圧力開放板等で構成し、中央制御室での弁操作によって格納容器からの排気ラインの流路構成を行い、ベントガス圧力で圧力開放板が破裂することにより、格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び耐圧強化ベント系を介してフィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける排気口を通して放出する。

格納容器圧力逃がし装置を使用する際には、サブプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるサブプレッション・チェンバ側からのベント（ウェットウェルベント）を第一優先とするが、何らかの原因によりウェットウェルベントができない場合は、ドライウェル側からのベント（ドライウェルベント）を行う。ドライウェルベントを行った際には、サブプレッション・チェンバ内の圧力は真空破壊弁を介してドライウェルへ排出する。

本システムを使用した際に格納容器からのベントガスが流れる配管には、系統構成上必要な隔離弁及び圧力開放板が設置される。操作を行う必要がある隔離弁については、遠隔人力操作機構を用いて全ての電源喪失時においても原子炉建屋原子炉棟外から人力にて操作を行うことが可能な設計としている。

ベントガスを大気放出した際に発生する配管内の蒸気凝縮ドレンは、配管に適切な勾配を設けることでフィルタ装置内のスクラビング水に合流する設

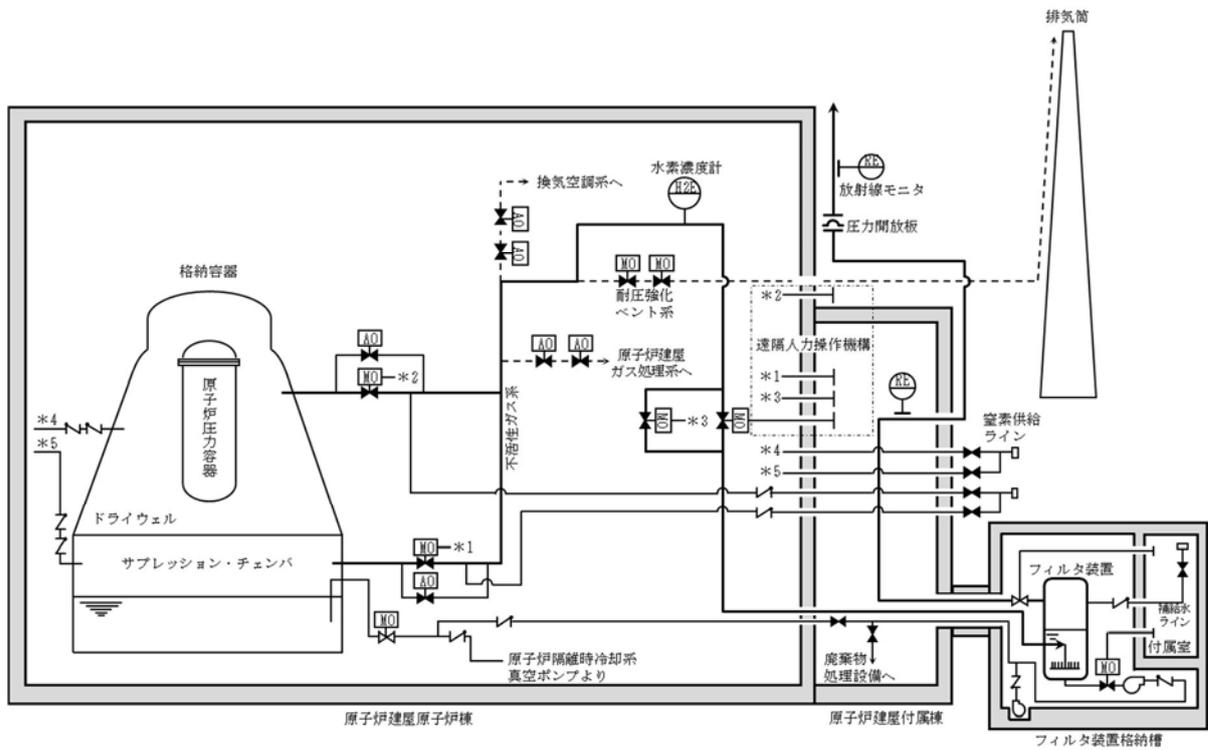
計としている。ただし、ベントガス放出と共に水蒸気が放出され、スクラビング水位は徐々に低下することから、放射性物質除去性能維持のため可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置の水位調整が可能な設計としている。

なお、放射性物質を効果的に捕集・保持するためにスクラビング水に添加されている薬剤は、スクラビング水の蒸発では減少しないことから、予め待機中から十分な量の薬剤を添加しておくことで、ベント中の薬剤調整が不要となる設計としている。

一方、本システムを使用した際には、格納容器内に含まれる非凝縮性ガスが本システムを經由して大気へ放出されるため、システム内での水素爆発を防ぐために、可搬型窒素供給装置を用いて本システム内を不活性化しておく。

フィルタ装置及び入口側の配管は、本システムを使用した際に放射線量が高くなることから、遮蔽のためにフィルタ装置格納槽（地下埋設）又は原子炉建屋原子炉棟内に設置し、復旧作業における被ばくを低減する。本システム全体の概要図を第3.5-3図に、本システムに属する重大事故等対処設備を第3.5-9表に示す。

なお、格納容器圧力逃がし装置の詳細は、「3.7原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備(格納容器圧力逃がし装置)について」で示す。



第3.5-3図 格納容器圧力逃がし装置系統概要図

第3.5-9表 格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等対処設備一覧 (1/2)

設備区分		設備名
主要設備		フィルタ装置【常設】 圧力開放板【常設】 遠隔人力操作機構【常設】 可搬型窒素供給装置【可搬】 フィルタ装置遮蔽【常設】 配管遮蔽【常設】 二次隔離弁操作室遮蔽【常設】 二次隔離弁操作室 空気ボンベユニット (空気ボンベ) 【可搬】 二次隔離弁操作室 空気ボンベユニット (配管・弁) 【常設】
関連設備	附属設備	移送ポンプ【常設】 可搬型代替注水大型ポンプ【可搬】
	水源*1	代替淡水貯槽【常設】
	流路	不活性ガス系配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系配管・弁【常設】 格納容器圧力逃がし装置配管・弁【常設】 格納容器【常設】 真空破壊弁(S/C→D/W)【常設】
	注水先	—

第 3.5-9 表 格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等対処設備一覧 (2/2)

設備区分		設備名
関連設備	電源設備*2	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型直流電源設備
	計装設備*3	フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置圧力【常設】 フィルタ装置スクラビング水温度【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)【常設】 フィルタ装置入口水素濃度【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 ドライウエル圧力【常設】 サプレッション・チェンバ圧力【常設】

\*1：水源については「3.13重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*2：電源設備については「3.14電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*3：計装設備については「3.15計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.5.2.2.2 多様性、独立性及び位置的分散の確保

格納容器圧力逃がし装置は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）と同時にその機能が損なわれる恐れがないよう、第3.5-10表に示すとおり多様性又は多重性、及び位置的分散を図った設計とする。

また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）との独立性については、第3.5-11表で示すとおり地震、津波、火災、溢水が共通要因となり機能喪失しないよう独立性を有する設計とする。

また、隔離弁の電源については、常設代替交流電源設備より供給する設計とするとともに、遠隔人力操作機構を用いて必要に応じて現場での手動操作も可能な設計とすることで、弁操作における駆動源の多様化を図る設計とする。

また、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系については、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）と異なり、ポンプや水源等を必要としないが、これらの設備を構成する主要設備については、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）に対して位置的分散を図った設計とする。

なお、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の配管及び弁の一部については、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）の配管及び弁と同一階に設置されているが、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）の配管及び弁とは区画された部屋に設置することより、位置的分散を図った設計とする。

第3.5-10表 多様性又は多重性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備	
		残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系，サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系)	格納容器圧力逃がし装置
	原子炉建屋原子炉棟	格納容器圧力逃がし装置格納槽	原子炉建屋原子炉棟
ポンプ	残留熱除去系ポンプ (原子炉建屋原子炉棟地下2階)	不要*1	不要*2
水源	サプレッション・プール (格納容器) 又は原子炉圧力容器		
駆動用空気	不要		
潤滑油	不要(内包油)		
冷却水	残留熱除去系海水系		
駆動電源	非常用ディーゼル発電機 (原子炉建屋附属棟地下1階)		

\*1：格納容器圧力逃がし装置は，原子炉建屋南側屋外の地下格納槽に設置する。

\*2：耐圧強化ベント系は、原子炉建屋原子炉棟内に設置する。

第3.5-11表 設計基準事故対処設備との独立性\*

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		残留熱除去系(原子炉停止時冷却系, サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系)	格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系(原子炉停止時冷却系, サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系)は耐震Sクラス設計とし, 重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は基準地震動 $S_s$ で機能維持できる設計とすることで, 基準地震動 $S_s$ が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備の残留熱除去系(原子炉停止時冷却系, サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系)及び重大事故防止設備の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は, 防潮堤及び浸水防止設備を設置することで, 津波が共通要因となって故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系(原子炉停止時冷却系, サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系)と, 重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は, 火災が共通要因となり同時に故障することのない設計とする。詳細は「2.2火災による損傷の防止」で記載する。	
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系(原子炉停止時冷却系, サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系)と, 重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は, 溢水が共通要因となり同時に故障することのない設計とする。詳細は「重大事故等対処設備を対象とした溢水防護の基本方針について」で記載する。	

\*耐圧強化ベント系を含む。

### 3.5.2.3 耐圧強化ベント系

#### 3.5.2.3.1 設備概要

耐圧強化ベント系は、設計基準事故対処設備の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で、かつ残留熱除去系(原子炉停止時冷却系、サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系)の使用が不可能な場合に、格納容器破損を防止するため、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送するために重大事故防止設備として設けるものである。

耐圧強化ベント系は、格納容器内雰囲気ガスを、サブプレッション・チェンバ及びドライウエルから不活性ガス系及び原子炉建屋ガス処理系を經由して、排気筒に隣接して同じ高さまで設ける非常用ガス処理系排気筒を通じ放出することで、格納容器内に蓄積した熱を大気へ輸送できる設計とする。耐圧強化ベント系は、格納容器のサブプレッション・チェンバ側及びドライウエル側のいずれからも排気できる設計とし、ドライウエル側からのベントを行う際には、サブプレッション・チェンバ内の格納容器内雰囲気ガスは真空破壊弁(サブプレッション・チェンバ→ドライウエル)を經由してドライウエルへ排出される設計とする。

ベントを行う際は、サブプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるウェットウエルベントを優先するが、サブプレッション・チェンバ側のベントラインが水没した場合は、ドライウエル側からベントを行う設計とする。

耐圧強化ベント系の排出経路に設置する隔離弁(第一弁(S/C側)、第一弁(D/W側)、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁)は電動弁とし、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電できる設計とするとともに、第一弁(S/C側)、第一弁(D/W側)については駆

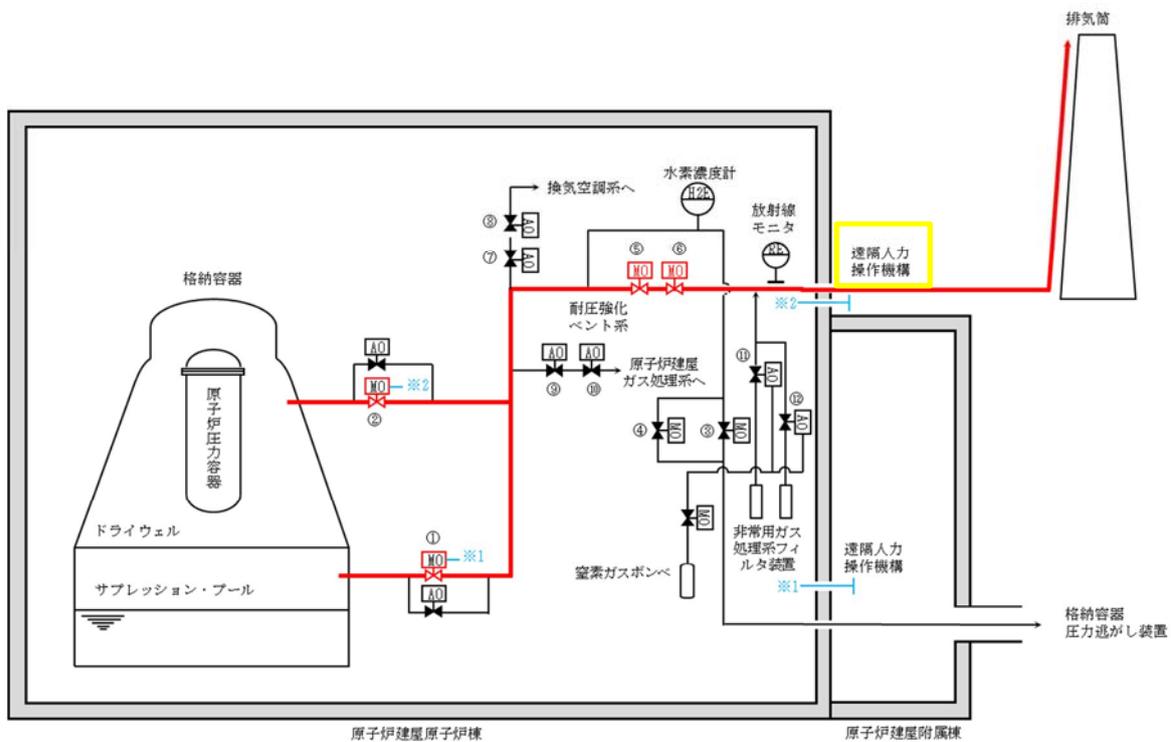
動部に遠隔人力操作機構を設け，原子炉建屋原子炉棟外から手動操作できる設計とする。

なお，サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し，ドライウエルからの排気では，ダイヤフラムフロア面からの高さを確保するとともに燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで，長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

本系統は配管及び弁等で構成し，格納容器内の雰囲気ガスを不活性ガス系及び本系統を經由して原子炉建屋ガス処理系へ導き，主排気筒に沿って設置している原子炉建屋ガス処理系配管を通して大気へ放出する設計とする。また，耐圧強化ベント系は，排出経路配管に放射線検出器を設置することにより，放出された放射性物質濃度を測定することが可能な設計とする。

本系統全体の概要図を第3.5-4図に，本系統に属する重大事故対処設備を第3.5-12表に示す。

本設備は，中央制御室での弁操作によって格納容器からの排気ラインの流路構成を行うことにより，ベントを実施可能な設計とする。また，全電源喪失により中央制御室からの弁操作が不可能となった場合においても，現場での弁操作によりベントを実施することが可能な設計とする。



	機器名称		機器名称
①	第一弁(S/C側)	⑦	換気空調系一次隔離弁
②	第一弁(D/W側)	⑧	換気空調系二次隔離弁
③	二次隔離弁	⑨	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁
④	二次隔離弁バイパス弁	⑩	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁
⑤	耐圧強化ベント系一次隔離弁	⑪	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁A
⑥	耐圧強化ベント系二次隔離弁	⑫	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁B

第 3.5-4 図 耐圧強化ベント系 系統概要図

第3.5-12表 耐圧強化ベント系に関する重大事故等対処設備一覧(1/2)に関する重大事故等対処設備一覧に関する重大事故等対処設備一覧(1/2)に関する重大事故等対処設備一覧(1/2)設備区分		設備名
主要設備		第一弁(S/C側)【常設】 第一弁(D/W側)【常設】 耐圧強化ベント系一次隔離弁【常設】 耐圧強化ベント系二次隔離弁【常設】
関連設備	附属設備	遠隔人力操作機構【常設】
	水源*1	—
	流路	不活性ガス系配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系配管・弁【常設】 原子炉建屋ガス処理系配管・弁【常設】 格納容器【常設】 真空破壊弁(S/C→D/W)【常設】
	注水先	—

第 3.5-12 表 耐圧強化ベント系に関する重大事故等対処設備一覧 (2/2)

設備区分		設備名
関連設備	電源設備*2	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型直流電源設備
	計装設備*3	ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 ドライウエル圧力【常設】 サプレッション・チェンバ圧力【常設】 耐圧強化ベント系出口放射線モニタ【常設】

\*1：水源については「3.13重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*2：電源設備については「3.14電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*3：計装設備については「3.15計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.5.2.3.2 主要設備の仕様

#### (1) 耐圧強化ベント系(配管及び弁)

最高使用圧力	0.31MPa[gage] (0.62MPa[gage] (重大事故等時)) (不活性ガス系分岐から二次隔離弁まで)
	0.014MPa[gage] (0.62MPa[gage] (重大事故等時)) (二次隔離弁から非常用ガス処理系分岐まで)
最高使用温度	171℃ (200℃ (重大事故等時)) (不活性ガス系分岐から二次隔離弁まで)
	72℃ (200℃ (重大事故等時)) (二次隔離弁から非常用ガス処理系分岐まで)
系統設計流量	48,000kg/h (格納容器圧力310kPa[gage]において)
系 統	1系統

### 3.5.2.3.3 多重性又は多様性及び独立性，位置的分散の確保

耐圧強化ベント系の多重性又は多様性及び独立性，位置的分散の確保については「3.5.2.2.2多重性又は多様性及び独立性，位置的分散の確保」で示す。

### 3.5.2.3.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.5.2.3.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

###### (ii) 適合性

耐圧強化ベント系を構成する機器は，原子炉建屋原子炉棟内に設置されている設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し，以下の第3.5-13表に示す。

(48-4-2～4, 48-5-3)

第3.5-13表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものでないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを踏まえ，機器が損傷しない設計とする。（詳細は「2.1.3耐震設計の基本方針」に示す）
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山灰荷重の影響は受けない。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

耐圧強化ベント系の操作は，重大事故等が発生した場合の原子炉建屋原子炉棟内環境を考慮し，中央制御室のスイッチから遠隔操作可能な設計とする。また，電源喪失時においても操作可能なように，原子炉建屋原子炉棟外より遠隔人力操作機構を介しての人力操作が可能な設計とする。

(2) 操作性(設置許可基準規則第43条第1項二)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な弁(電動駆動弁及び空気駆動弁)については、重大事故等時の環境条件を考慮し、中央制御室にて操作可能な設計とする。また、駆動源喪失時においても、耐圧強化ベント系は炉心損傷前に使用する系統であり、想定される重大事故等時における現場の放射線量及び室温は高くない\*ことから現場において手動または、遠隔人力操作機構を用いて操作が可能である。

なお、耐圧強化ベント系との隔離弁になる既設の非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁A及び非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁Bについては、フェイルオープン弁であり、駆動源喪失時に当該弁を閉にするためには、現場においてバックアップ窒素供給弁を開にし、当該隔離弁を閉にした上で機械的ロックをする必要がある。したがって、操作性向上のため、当該弁のアクチュエータをバックアップ窒素を要せず、手動にて閉操作可能なものに取り替える。

第3.5-14表に操作対象機器を示す。これらの機器については、運転員のアクセス性操作を考慮して十分な操作空間を確保する。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実にできる設計する。

(48-4-2～4, 48-5-3)

※現場の線量率は、耐圧強化ベント系配管から30cm離れた位置で約7.0mSv/hであり、弁操作を手動で行うことができる環境である。また、室温についても、電源が喪失し、換気系が停止していると想定しても、室温上昇は極小さく、通常時同等と考えられ、弁操作を手動で行うことができる環境である。

第3.5-14表 操作対象機器リスト

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
第一弁(S/C側)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋附属棟1階	手動操作 (遠隔人力操作機構)
第一弁(D/W側)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋附属棟4階	手動操作 (遠隔人力操作機構)
格納容器圧力逃がし装置第二弁	弁閉* <sup>1</sup>	中央制御室	スイッチ操作* <sup>1</sup>
格納容器圧力逃がし装置第二弁バイパス弁	弁閉* <sup>1</sup>	中央制御室	スイッチ操作* <sup>1</sup>
耐圧強化ベント系 一次隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋附属棟5階	手動操作
耐圧強化ベント系 二次隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋附属棟5階	手動操作
換気空調系 一次隔離弁	弁閉* <sup>1</sup>	中央制御室	スイッチ操作* <sup>1</sup>
換気空調系 二次隔離弁	弁閉* <sup>1</sup>	中央制御室	スイッチ操作* <sup>1</sup>
原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁	弁閉* <sup>1</sup>	中央制御室	スイッチ操作* <sup>1</sup>
原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	弁閉* <sup>1</sup>	中央制御室	スイッチ操作* <sup>1</sup>
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁A	弁閉* <sup>1</sup>	中央制御室	スイッチ操作* <sup>1</sup>
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁B	弁閉* <sup>1</sup>	中央制御室	スイッチ操作* <sup>1</sup>

\* 1 : 通常時閉状態の弁であることから、中央制御室にてランプ確認を行う。全閉でないことが確認された場合はスイッチ操作にて閉操作を行う。

(3) 試験及び検査(設置許可基準規則第43条第1項三)

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

第3.5-15表に示すように、格納容器から主排気筒までのラインを構成する電動駆動弁及び空気駆動弁は、原子炉停止中に、分解検査として弁体等の部品の状態を確認可能な設計とする。また、弁動作確認として、弁開閉動作の確認が可能な設計とする。系統配管・弁については、機能・性能検査として漏えい確認、外観の確認が可能な設計とする。

遠隔人力操作機構は、機能・性能検査として、弁、エクステンションロッド及び減速機等の動作状況確認が可能な設計とする。

なお、原子炉運転中については、弁の開閉試験により系統内の空気が外部に放出されるため、開閉試験は実施しない設計とする。

第3.5-15表 耐圧強化ベント系の試験及び検査

原子炉の状態	項目	内容
停止中	分解検査	弁部品の分解検査（非破壊検査を含む） 又は取替
	機能・性能検査	系統漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	（遠隔人力操作機構） 機能・性能検査	弁，エクステンションロッド及び減速機 等の動作状況確認

(4) 切り替えの容易性(設置許可基準規則第43条第1項四)

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

耐圧強化ベント系については，本来の用途以外には使用しない設計とする。当該系統を使用する際には，流路に接続される弁（第一弁(S/C側又はD/W側)及び耐圧強化ベント弁）の開操作を中央制御室より実施することにより，ベントガスを不活性ガス系及び原子炉建屋ガス処理系配管を經由して排気筒へ導くことが可能である。また，電源喪失時においてはこれらの弁を手動操作（遠隔人力操作機構による操作含む。）により原子炉建屋原子炉棟外より人力にて操作可能である。

これにより、ベントが必要となるまでの間に、第3.5-5図で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替え操作が可能である。

(48-4-2~4, 48-5-3)

手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)															備考	
		2	4	6	8	10	12	14	16	18								
		耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱開始 15分																
耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱	運転員A, B (中央制御室)	2	健全性確認															
			系統構成															
			一次隔離弁開操作															
			炉心健全確認															
			耐圧強化ベント操作															

第3.5-5図 耐圧強化ベント系による除熱(S/Cベント)のタイムチャート\*

\* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の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に係る審査基準」への適合状況についての1.5で示すタイムチャート。

(5) 悪影響の防止(設置許可基準規則第43条第1項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等について」に示す。

耐圧強化ベント系には, 不活性ガス系, 原子炉建屋ガス処理系及び格納容器圧力逃がし装置が接続されている。

通常時に使用する系統としては第3.5-16表の通り, 不活性ガス系及び

原子炉建屋ガス処理系があるが、第一弁（S/C側及びD/W側）、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁を閉状態とすることでこれらの系統とは隔離され、悪影響を防止する。格納容器圧力逃がし装置については、通常時は使用しない設備であることから、一次隔離弁及び二次隔離弁については、通常時に閉としても悪影響はない。

一方で、重大事故等時に耐圧強化ベント系を使用する際に、排気経路を構成するための隔離境界箇所は、第3.5-17表の通りである。このうち、原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁、二次隔離弁及び換気空調系一次隔離弁、二次隔離弁については、直列に2弁ずつ設置してあることから、万が一弁にシートパスが発生したとしても、ベントガスが他系統へ回り込むことにより悪影響を及ぼさない設計とする。

非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁については、通常時閉の空気作動弁であり、非常用ガス処理系の自動起動信号により開となること及び電源喪失時にはフェイルオープンとなる空気駆動弁であるため、耐圧強化ベント系使用時には、中央制御室にて閉状態の確認又は閉操作を行うことにより、他系統への悪影響を防止する設計とする。

なお、非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁が何らかの理由で中央制御室から閉操作ができない場合でも、耐圧強化ベント系は炉心損傷前に使用する系統であり、想定される重大事故等時における現場の放射線量及び室温は高くないことから現場において手動にて閉操作が実施可能である。

(48-5-3)

第3.5-16表 他系統との隔離弁(通常時)

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
不活性ガス系	耐圧強化ベント系 一次隔離弁	電動駆動	通常時閉
原子炉建屋ガス処理系	耐圧強化ベント系 二次隔離弁	電動駆動	通常時閉

第3.5-17表 他系統との隔離弁(重大事故等時)

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
原子炉建屋ガス処理系	一次隔離弁，二次隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
換気空調系	一次隔離弁，二次隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
原子炉建屋ガス処理系 (非常用ガス処理系フィルタ装置出口側)	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁(A)， 非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁(B)	電動駆動	通常時閉 電源喪失時開
格納容器圧力逃がし装置	二次隔離弁，二次隔離弁バイパス弁※	電動駆動	通常時閉

※ 耐圧強化ベント使用時に切替操作が必要(中央制御室にて容易に切替可能)

(6) 設置場所(設置許可基準規則第43条第1項六)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

耐圧強化ベント系の系統構成に必要な機器の設置場所、操作場所を第3.5-18表に示す。耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な弁は、中央制御室から操作が可能な設計としている。何らかの理由で中央制御室から閉操作ができない場合でも、耐圧強化ベント系は炉心損傷前に使用する系統であり、想定される重大事故等時における現場の放射線量及び室温は高くないことから現場において手動または、遠隔人力操作機構を用いて操作が可能である。

(48-4-2～4, 48-5-3)

第3.5-18表 操作対象機器設置場所

機器名称設	設置場所	操作場所
第一弁(S/C側)	原子炉建屋原子炉棟1階	中央制御室
		原子炉建屋附属棟1階
第一弁(D/W側)	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室
		原子炉建屋附属棟4階
真空破壊弁	格納容器内	—
耐圧強化ベント系一次隔離弁	原子炉建屋原子炉棟5階	中央制御室
		原子炉建屋附属棟5階
耐圧強化ベント系二次隔離弁	原子炉建屋原子炉棟5階	中央制御室
		原子炉建屋附属棟5階

3.5.2.3.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針(常設重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性)

(1) 容量(設置許可基準規則第43条第2項一)

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

耐圧強化ベント系の設計流量としては、耐圧強化ベントを行う事故後約16時間後において格納容器内で発生する蒸気を排気し、その熱量分を除熱できるだけの十分な容量として、崩壊熱の1%程度に相当する蒸気流量を排気可能な流量とする。

また、耐圧強化ベント系を重大事故防止設備として使用する場合は、添付書類十「4.4.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・加温破損)」に示す有効性評価を踏まえ、格納容器の最高使用圧力にてベント判断をするものとし、ベント判断からベント開始までの格納容器の圧力上昇を考慮し、0.62MPa[gage]を重大事故等時使用圧力とする。また、この時の格納容器内の温度以上となるように、重大事故等時使用温度を200℃とする。

(48-7-4~6)

(2) 共用の禁止(設置許可基準規則第43条第2項二)

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、

二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないことから、耐圧強化ベント系は共用しない。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性(設置許可基準規則第43条第2項三)

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

設計方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

耐圧強化ベント系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)とは構成機器を共用しておらず、また、耐圧強化ベント系及び残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)が設置されるエリアは、各々区画され近接していないことから、耐圧強化ベント系及び

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)が、共通要因によって同時に機能喪失しない設計とする。

(第3.5-10表)

### 3.5.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

#### 3.5.3.1 残留熱除去系

##### 3.5.3.1.1 設備概要

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）については、「3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第47条に対する設計方針を示す章）」、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール水冷却系）については、「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備（設置許可基準規則第49条に対する設計方針を示す章）」で示す。

#### 3.5.3.2 残留熱除去系海水系

##### 3.5.3.2.1 設備概要

残留熱除去系海水系は、通常原子炉停止時及び原子炉隔離時の崩壊熱及び残留熱の除去、原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし設置される残留熱除去系の残留熱除去系熱交換器に海水を送水するための設備である。海を水源とし、残留熱除去系海水ポンプにて、非常用取水設備である貯留堰及び取水路を通じて海水を取水し、ポンプ出口に設置される海水ストレーナにて不純物を除去し海水を送水する。

残留熱除去系海水系（設計基準拡張）に関する重大事故等対処設備一覧を第3.5-19表に示す。

第3.5-19表 残留熱除去系海水系（設計基準拡張）に関する

重大事故等対処設備一覧

設備区分		設備名
主要設備		残留熱除去系海水ポンプ【常設】 海水ストレーナ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】
関連設備	附属設備	—
	水源	—
	流路	残留熱除去系海水系配管・弁【常設】
	注水先	—
	電源設備*1	非常用電源設備 非常用ディーゼル発電機【常設】 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替交流電源設備用燃料移送ポンプ【常設】
	計装設備*2	残留熱除去系海水系系統流量【常設】

\*1:電源設備については「3.14電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*2:計装設備については「3.15計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.5.3.2.2 主要設備の仕様

主要設備の機器仕様を以下に示す。

#### (1) 残留熱除去系海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

個	数	4	
容	量	約886m <sup>3</sup> /h (1個当たり)	
全	揚	程	約184m

#### (2) 残留熱除去系熱交換器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

基	数	2		
伝	熱	容	量	19.4×10 <sup>3</sup> kW (1基当たり)
取	付	箇	所	原子炉建屋原子炉棟地下2階

### 3.5.3.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

残留熱除去系海水系は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性及び位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

ただし、常設代替交流電源設備からの給電により残留熱除去系海水系を復旧させる場合については、残留熱除去系海水系は、設計基準事故対処設備である非常用ディーゼル発電機からの給電により起動する残留熱除去系海水系に対して、駆動電源の多様性を有する設計とする。常設代替交流電源設備の多様性及び位置的分散については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」に示す。

残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

残留熱除去系海水系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の残留熱除去熱交換器への海水供給機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及び熱交換器伝熱容量が、残留熱除去系の系統容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計である。

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

また、残留熱除去系海水ポンプの取水箇所である取水路は、設計基準事

故時の取水路と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及び熱交換器伝熱容量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様の設計である。

残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は，原子炉建屋原子炉棟内に設置される設備であることから，想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，第3.5-20表 に示す設計である。

第 3.4-20 表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するため，天候による影響を受けない設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水するため，耐腐食性材料の使用により影響を受けない設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合せをを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	屋外に設置するため，想定される風（台風）及び竜巻の風荷重，積雪，火山の影響による荷重を考慮し，機器が損傷しない設計とする。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

また，残留熱除去系ポンプは中央制御室にて操作可能な設計とする。

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

残留熱除去系海水系は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等時においても使用する設計である。また、残留熱除去系海水ポンプは、原子炉の運転中に機能・性能検査が可能な設計とする。残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、停止中に分解検査及び外観検査が実施可能な設計である。

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

### 3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備【52条】

基準適合への対応状況

## 9. 原子炉格納施設

### 9.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

#### 9.9.1 概 要

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必要がある場合には、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必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の系統概要図を第 9.9-1 図及び第 9.9-2 図に示す。

#### 9.9.2 設計方針

##### (1) 水素濃度低減に用いる設備

###### a. 水素濃度低減

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、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及び酸素を大気へ排出するための設備として、格納容器圧力逃がし装置を設ける。

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、原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化する設計とする。

##### (a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、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滞留す

る水素及び酸素を大気へ放出するための設備として、以下の重大事故等対処設備（格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出）を設ける。

原子炉格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気へ排出するための重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置を使用する。本系統の流路として、不活性ガス系、耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、フィルタ装置により排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、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及び酸素を大気に放出できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、排出経路での水素爆発を防止するため、系統待機中に系統内を窒素置換しておくことで、ベント実施時に排出ガスに含まれる水素と酸素によって、系統内が可燃領域に達することを防止する設計とする。また、ベント停止後にフィルタ装置内に蓄積した放射性物質による水の放射線分解等で発生する水素及び酸素によって、系統内が可燃領域に達することを防止するため、外部より不活性ガスを供給することにより系統内をパージすることが可能な設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、排気経路にフィルタ装置及びよう素フィルタを設置することにより、排出ガスに含まれる放射性物質を低減することが可能な設計とする。

排出経路における水素濃度を測定し、監視できるよう、水素が蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置入口水素濃度を設ける。また、放射線量率を測定し、放射性物質濃度を推定できるよう、フィルタ装置出口側配管にフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低

レンジ) を設ける。

フィルタ装置入口水素濃度は、常設代替交流電源設備である常設代替  
高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車  
から給電できる設計とする。また、フィルタ装置出口放射線モニタ（高  
レンジ・低レンジ）は、常設代替直流電源設備である緊急用 125V 蓄電池  
又は可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整  
流器から給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・フィルタ装置 (9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための  
設備)
- ・よう素フィルタ (9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するた  
めの設備)
- ・フィルタ装置入口水素濃度 (6.4 計装設備 (重大事故等対処設  
備))
- ・フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (6.4 計  
装設備 (重大事故等対処設備))
- ・常設代替高圧電源装置 (10.2 代替電源設備)
- ・可搬型代替低圧電源車 (10.2 代替電源設備)
- ・可搬型整流器 (10.2 代替電源設備)

その他、設計基準事故対処設備である原子炉格納施設の原子炉格納容  
器を重大事故等対処設備として使用する。

(b) 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、  
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滞留す

る水素及び酸素の濃度を可燃限界未満にするための設備として、以下の重大事故等対処設備（可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化）を設ける。

可搬型窒素供給装置は、可搬型窒素供給装置及び可搬型窒素供給装置用電源車で構成し、原子炉格納容器内に窒素を供給することで、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及び酸素の濃度を可燃限界未満にできる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型窒素供給装置（可搬型窒素供給装置用電源車を含む）

本システムの流路として、不活性ガス系の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準事故対処設備である原子炉格納施設の原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

(2) 格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲で測定するための設備として以下の監視設備（格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A））を設ける。

監視設備（格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A））として、格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）を使用する。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は、炉心

の著しい損傷が発生した場合において、サンプリング装置により原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建屋原子炉棟内へ導き、検出器で測定することで、中央制御室にて原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視できる設計とする。格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 格納容器内水素濃度（S A）
- ・ 格納容器内酸素濃度（S A）
- ・ 常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替低圧電源車（10.2 代替電源設備）

「9.9.2(1) a. (a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出」に使用する不活性ガス系の配管及び弁は、設計基準対象施設であるとともに、重大事故等時においても使用するため、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。ただし、多様性、位置的分散等を考慮すべき対象の設計基準対象施設はないことから、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性及び位置的分散の設計方針は適用しない。

フィルタ装置及びよう素フィルタについては、「9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に示す。

フィルタ装置入口水素濃度及びフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）については、「6.4 計装設備（重大事故等対処設備）」に示す。

原子炉格納施設の原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設

#### 9.1.2 重大事故等時」に示す。

常設代替高圧電源装置，可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器については，「10.2 代替電源設備」に示す。

#### 9.9.2.1 多様性，位置的分散

基本方針については，「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

可搬型窒素供給装置は，治具や輪留めによる固定をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は，設計基準事故対処設備の格納容器雰囲気モニタと同時に機能が損なわれることを防止するために，非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替低圧電源車から給電できる設計とする。

電源設備の多様性，位置的分散については「10.2 代替電源設備」に示す。

#### 9.9.2.2 悪影響防止

基本方針については，「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

可搬型窒素供給装置は，通常時は接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続，及び弁操作により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型窒素供給装置は，治具や輪留めによる固定をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型窒素供給装置は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は、他の設備から独立して使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 9.9.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

可搬型窒素供給装置は、想定される重大事故等において、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内における水素及び酸素を排出する前までに、原子炉格納容器内の水素及び酸素の濃度を可燃限界未満にするための必要な窒素供給容量を確保するため2個使用する。保有数は、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1個の合計3個を保管する。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は、炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定できる計測範囲を有する設計とする。

#### 9.9.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

可搬型窒素供給装置は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

可搬型窒素供給装置の常設設備との接続及び操作は、設置場所で可能な設計とする。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）のサンプリング装置の操作は、中央制御室で可能な設計とする。

#### 9.9.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

可搬型窒素供給装置は、付属のスイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、設置場所での手動操作が可能な設計とする。

可搬型窒素供給装置は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて治具や輪留めによる固定が可能な設計とする。

可搬型窒素供給装置を接続する接続口は、専用の接続方式を用い、容易かつ確実に接続できる設計とする。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は、中央制御室の制御盤にて監視及び操作スイッチでのサンプリング装置の操作が可能な設計とする。

#### 9.9.3 主要設備及び仕様

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の主要設備及び仕様を第 9.9-1 表及び第 9.9-2 表に示す。

#### 9.9.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示

す。

可搬型窒素供給装置は、原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。

可搬型窒素供給装置は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は、原子炉の停止中に機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。サンプリング装置は、原子炉の停止中に運転により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

第 9.9-1 表 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（常設）の設備仕様

(1) 格納容器圧力逃がし装置

兼用する設備は以下のとおり。

- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

主要仕様については、「9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に示す。

(2) 水素濃度及び酸素濃度監視設備

a. 格納容器内水素濃度（S A）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備（重大事故等対処設備）
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数	1
計 測 範 囲	0～100vol%

b. 格納容器内酸素濃度（S A）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備（重大事故等対処設備）
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数	1
計 測 範 囲	0～25vol%

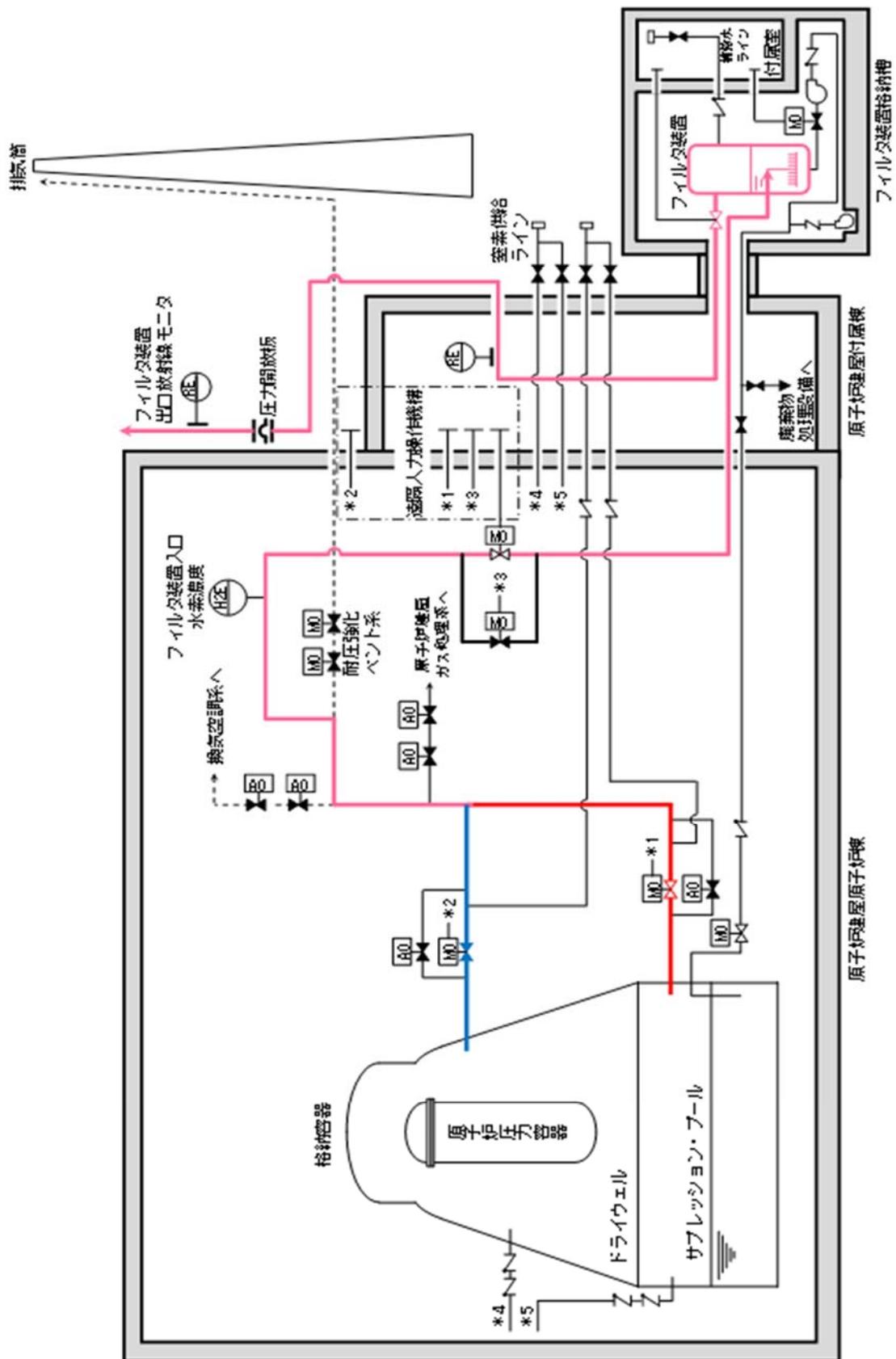
第 9.9-2 表 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（可搬型）の設備仕様

(1) 可搬型窒素供給装置

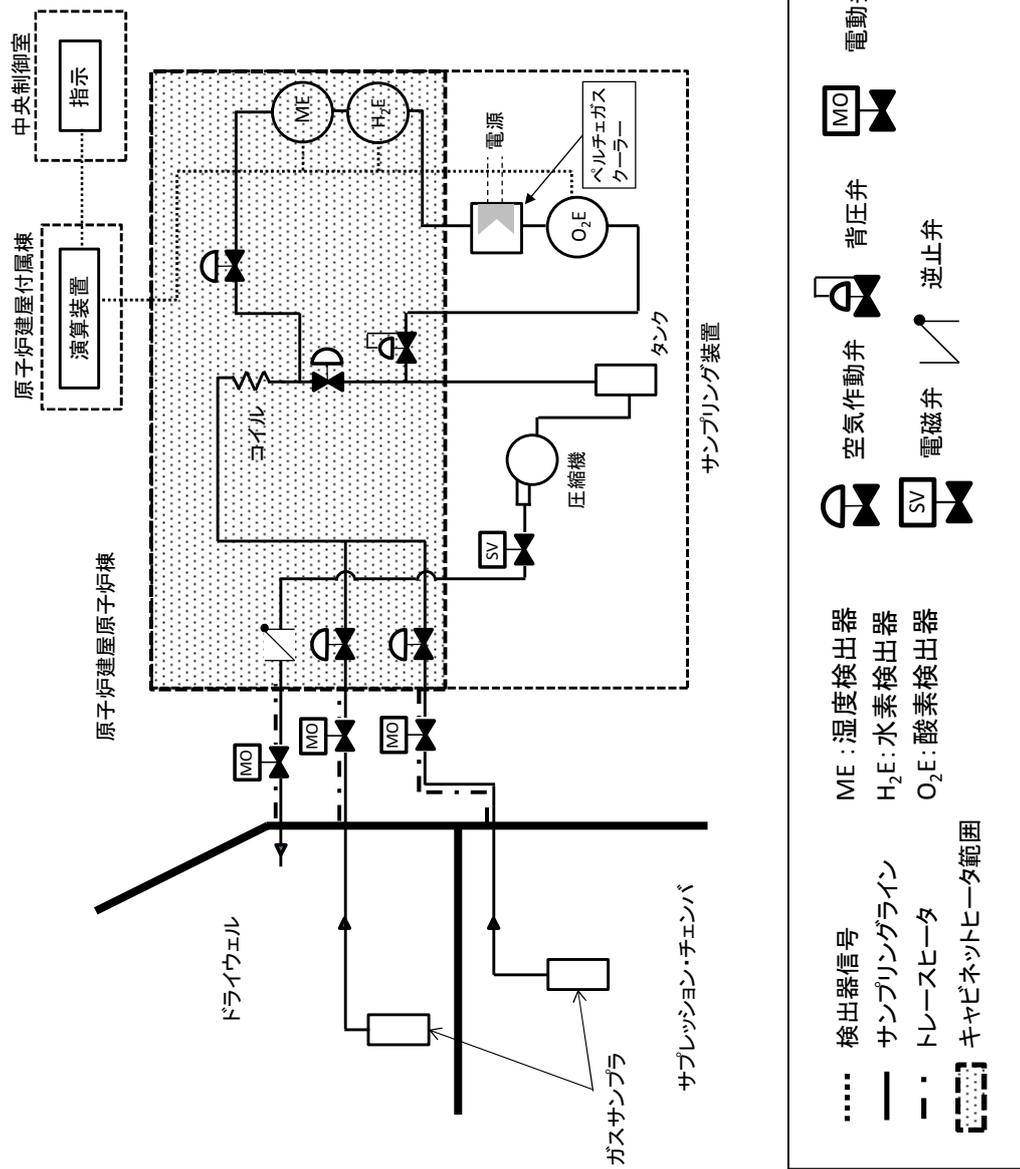
兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個	数	2（予備 1）
容	量	約 200Nm <sup>3</sup> /h/個



第 9.9-1 図 格納容器圧力逃がし装置系統概要図



第 9.9-2 図 水素濃度及び酸素濃度監視設備系統概要図

### 3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備【52条】

#### < 添付資料 目次 >

### 3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

#### 3.9.1 設置許可基準規則第52条への適合方針

- (1) 格納容器内の不活性化（設置許可基準規則解釈の第1項 a））
- (2) 格納容器圧力逃がし装置の設置（設置許可基準規則解釈第1項 c）, e））
- (3) 水素濃度監視設備の設置（設置許可基準規則解釈の第1項 d））
- (4) 可燃性ガス濃度制御設備の設置
- (5) 格納容器雰囲気モニタ

#### 3.9.2 重大事故等対処設備

##### 3.9.2.1 格納容器圧力逃がし装置

###### 3.9.2.1.1 設備概要

##### 3.9.2.2 水素濃度及び酸素濃度監視設備

###### 3.9.2.2.1 設備概要

###### 3.9.2.2.2 主要設備の仕様

- (1) 格納容器内水素濃度（SA）
- (2) 格納容器内酸素濃度（SA）

###### 3.9.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

###### 3.9.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

- (1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）
- (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
- (3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

- (4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）
- (5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）
- (6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

#### 3.9.2.2.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

- (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）
- (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）
- (3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

### 3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備【52条】

#### 【設置許可基準規則】

(水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備)

第五十二条 発電用原子炉施設には、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による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、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必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

- 1 第52条に規定する「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必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

<BWR>

- a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。

<PWRのうち必要な原子炉>

- b) 水素濃度制御設備を設置すること。

<BWR及びPWR共通>

- c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。
- d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。
- e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

### 3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

#### 3.9.1 設置許可基準規則第 52 条への適合方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による格納容器の破損を防止するために必要な設備を設ける。

##### (1) 格納容器内の不活性化（設置許可基準規則解釈の第 1 項 a））

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内におけるジルコニウム-水反応により発生する水素により、格納容器内で水素爆発が発生することを防止するため、原子炉運転中は格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化する。なお、不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等が発生した際に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

##### (2) 可搬型窒素供給装置による格納容器内の酸素濃度抑制（設置許可基準規則解釈の第 1 項 a））

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内におけるジルコニウム-水反応により発生する水素により、格納容器内で水素爆発が発生するおそれがある。これらの反応によって格納容器内水素濃度は、可燃限界濃度を上回るが、可搬型窒素供給装置により格納容器に窒素を供給することで酸素濃度を可燃限界未満することで、水素及び酸素が同時に可燃限界に到達することを防止する。

##### (3) 格納容器圧力逃がし装置の設置（設置許可基準規則解釈第 1 項 c）、e））

炉心の著しい損傷が発生した場合において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の設備として、格納容器圧力逃がし装置を設置する。運用にあたっては、炉心損傷後に格納容器圧力が限界圧力を下回る最高使用圧力の2倍(2Pd)に到達する前に格納容器の過圧破損防止を目的とし、また、代替循環冷却を行った際に格納容器内で発生する水素及び酸素による格納容器内の水素爆発を防止するために水素及び酸素を排出することを目的とする。なお、上記設備の設置においては以下の条件を満たす設計とする。

- i) 排出経路での水素爆発を防止するため、系統待機中に系統内を窒素置換しておくことで、ベント実施時に排出ガスに含まれる水素と酸素により系統内が可燃領域となることを防止する設計とする。また、ベント停止後にフィルタ装置内に蓄積した放射性物質による水の放射線分解で発生する水素及び酸素によって、系統内が可燃領域に達することを防止するため、外部より不活性ガスを供給することにより系統内をパージすることが可能な設計とする。

また、排出経路にフィルタ装置を設置することにより、排出ガスに含まれる放射性物質を低減することが可能な設計とする。

また、フィルタ装置出口側配管にフィルタ装置出口放射線モニタを設置することにより、放出された放射性物質濃度を測定することが可能な設計とする。

さらに、系統内の窒素パージ停止後においては、水素が系統内に滞留しないこと確認するため、入口配管の頂部となる箇所にフィルタ装置入口水素濃度を設置し、系統内の水素濃度を測定可能な設計とする。なお、フィルタ装置の出口配管は大気放出端まで連続上り勾配とし、系統内に水素が滞留することがない設計とする。(設置

許可基準規則解釈の第1項c))

- ii) 格納容器圧力逃がし装置の電源については、重大事故等対処設備である代替電源設備より受電可能な設計とする。(設置許可基準規則解釈の第1項e))

格納容器圧力逃がし装置については、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備(設置許可基準規則第50条に対する設計方針を示す章)」で示す。

- (4) 水素濃度及び酸素濃度監視設備の設置(設置許可基準規則解釈の第1項d))

炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度及び酸素濃度を監視するため、原子炉建屋原子炉棟内に格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内酸素濃度(SA)を設置する。格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内酸素濃度(SA)は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室において格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な設計とする。

なお、水素爆発による格納容器の破損を防止するための自主対策設備として、以下を整備する。

- (5) 可燃性ガス濃度制御設備の設置

可燃性ガス濃度制御設備は、炉心の著しい損傷が発生した場合において

格納容器内で発生する水素及び酸素を再結合することにより水素濃度の抑制を行い、水素爆発による破損を防止する。

なお、炉心損傷による大量の水素が発生するような状況下では、可燃性ガス濃度制御系の処理能力を超える水素が発生し、また格納容器内の圧力の上昇に伴い可燃性ガス濃度制御系の使用に制限がかかるため、炉心の著しい損傷が発生した場合において可燃性ガス濃度制御設備を使用して格納容器内の水素濃度を制御する運用については自主的な運用とする。

#### (6) 格納容器雰囲気モニタ

格納容器雰囲気モニタは、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲で監視することを目的とし、格納容器内の雰囲気ガスをサンプリングすることで、原子炉建屋原子炉棟内に設置した水素検出器及び酸素検出器にて格納容器内の水素及び酸素濃度を測定する。

なお、格納容器雰囲気モニタについては、設計基準事故対処設備として設置するものであり、重大事故時における格納容器内の圧力では使用できない場合があることから、炉心の著しい損傷が発生した際に格納容器雰囲気モニタを使用して格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定する運用については自主的な運用とする。

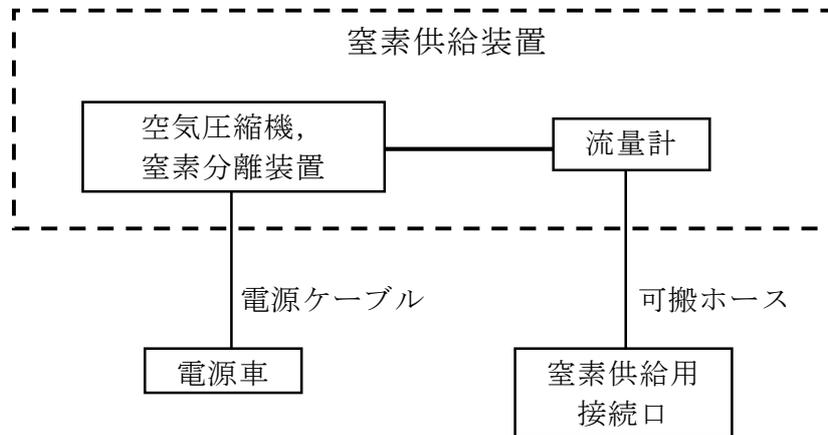
### 3.9.2 重大事故等対処設備

#### 3.9.2.1 可搬型窒素供給装置

##### 3.9.2.1.1 設備概要

窒素供給設備は、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器内における水素爆発による格納容器破損を防止するために重大事故緩和設備として設けるものであり、窒素供給装置、接続口等で構成する。

本系統に本系統に関する系統概要図を第 3.9-1 図に示す。



第 3.9-1 図 窒素供給装置系統概要図

### 3.9.2.1.2 主要設備の仕様

設備の主要機器仕様を以下に示す。

#### (1) 可搬型窒素供給装置

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

種 類	: 圧力変動吸着式
容 量	: 約200m <sup>3</sup> [N] /h
窒 素 純 度	: 約99.0vol%
最高使用温度	: 60℃
供 給 圧 力	: 約0.5MPa [gage]
個 数	: 1(予備1)

### 3.9.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.9.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

###### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

可搬型窒素供給装置の窒素供給装置で想定する環境条件を第3.4-12表

に示す。

窒素供給装置は、西側及び南側保管場所に保管し、重大事故等時に、原子炉建屋付近の屋外に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における屋外の環境条件を考慮する設計とする。

窒素供給装置の操作は、窒素供給装置に付属する操作スイッチにより、設置場所にて操作可能な設計とする。

地震、風（台風）、竜巻による風荷重については、当該荷重を考慮しても機器が損傷しない設計とする。積雪・火山の影響については、適切に除雪・除灰する運用とする。

また、降水及び凍結により機能を損なうことのないよう、防水対策がとられた窒素供給装置を使用し、凍結のおそれがある場合は暖気運転を行い凍結対策とする。

第 3.9-1 表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度、圧力、湿度、放射線	屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水及び凍結対策を考慮した設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。

地震	保管場所で想定される適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し、輪留め等により固定する。
風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響	保管場所で想定される風（台風）及び竜巻の風荷重、積雪、火山の影響による荷重を考慮し、機器が損傷しない設計とする。また、設置場所で想定される風（台風）、積雪による荷重を考慮した設計とする。
電磁的障害	機械装置のため、電磁波の影響を受けない。

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

可搬型窒素供給装置の操作に必要な窒素供給装置、窒素供給装置用電源車、弁及びホースを第3.9-2表に示す。

窒素供給装置を運転する場合は、窒素供給装置用電源車と共に原子炉建屋近傍に配置し、接続口にホースを接続し、接続口の弁を開とし、窒素供給装置付属の操作スイッチにより起動することで窒素供給を行う。

原子炉建屋東側の接続口の弁については、接続口近傍の屋外から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。

窒素供給装置付属の操作スイッチは、重大事故等対応要員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する設計とする。また、操作スイッチは、機器の名称等を表示した銘板の取付け等により識別可能とし、重大事故等対応要員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。また、窒素供給装置は、設置場所にて車両の転倒防止装置及び輪留め等による固定が可能な設計とする。

ホースの接続作業にあたっては、特殊な工具は必要とせず、簡便な接続金物及び一般的な工具により、確実に接続が可能な設計とする。

第 3.9-2 表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
窒素供給装置	起動停止	スイッチ操作	屋外設置場所
窒素供給装置用 電源車	起動停止	スイッチ操作	屋外設置場所
接続口の弁 (原子炉建屋東側)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口近傍
ホース	ホース接続	人力接続	屋外

(3) 試験・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び検査性について」に示す。

窒素供給装置の試験・検査を第3.9-3表に示す。

可搬型窒素供給装置の窒素供給装置は、原子炉運転中又は停止中に、機能・性能検査、弁動作確認、車両検査が可能な設計とする。

機能・性能確認として、窒素供給装置用電源車と窒素供給装置を接続し、試運転を実施することにより、流量の確認に加え、運転時の振動、異音、異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。弁については、外観の確認が可能な設計とする。ホースについては、機能・性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、ジョイント部の腐食等が無いことを確認可能な設計とする。

弁については、分解検査として弁体等の部品の状態を確認可能な設計とする。分解検査においては、浸透探傷試験により、性能に影響を及ぼす指示模様の有無を確認可能な設計とし、目視により、性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、打こん、変形及び摩耗の有無を確認可能な設計とする。また、原子炉停止中に弁動作確認を実施することで、弁の開閉動作を確認可能な設計とする。

窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車は、車両として異常なく走行できることを確認可能な設計とする。

第3.9-3表 可搬型窒素供給装置の試験・検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能検査	窒素供給装置の運転状態確認
停止中	弁分解点検 弁動作確認	浸透探傷試験及び目視試験 弁開閉動作の確認
停止中	車両検査	車両の走行確認

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」示す。

可搬型窒素供給装置の窒素供給装置は、通常待機時は接続先の系統と分離された状態で西側及び南側保管場所に保管し、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

可搬型窒素供給装置の窒素供給装置は、通常待機時は接続先の系統と分離された状態で保管することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

窒素供給装置による窒素供給は、弁操作によって通常時の系統構成から重大事故等対象設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

窒素供給装置は、保管場所において転倒しない設計とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。設置場所においては、車両転倒防止装置又は輪止めにより固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、窒素供給装置は、固縛等を実施することで、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

窒素供給装置の系統構成に操作が必要な機器の設置場所及び操作場所を第3.9-4表に示す。このうち、屋外で操作する窒素供給装置、窒素供給装置用電源車、原子炉建屋東側接続口の弁及びホースは屋外に設置する設計とするが、作業は放射線量が高くなるおそれが少ないタイミングで実施可能であることから操作が可能である。また、作業に当たっては、放射線量を確認し、適切な放射線防護対策で作業安全確保を確認した上

で作業を実施する。仮に線量が高い場合は、線源からの離隔距離を確保するとともに、状況に応じ仮設遮蔽の設置等を実施した上で、線量を測定し線量が低い場所で作業を行うことにより、窒素供給装置等の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。

第 3.9-4 表 操作対象機器

機器名称	設置場所	操作場所
窒素供給装置	屋外設置場所	屋外設置場所
窒素供給装置用電源車	屋外設置場所	屋外設置場所
接続口の弁 (原子炉建屋東側)	屋外接続口近傍	屋外接続口近傍
ホース	屋外	屋外

### 3.9.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

##### (i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

可搬型窒素供給装置の窒素供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素濃度上昇の抑制ができる設計とする。

供給量としては、有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」において有効性が確認されている格納容器への供給量が、 $200\text{m}^3/\text{h}$ であることから、窒素供給装置1個あたり $200\text{m}^3/\text{h}$ を供給可能な設計とし、1個使用する設計とする。

窒素供給装置は、重大事故等時において窒素供給に必要な容量を有するものを1個と、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1個の合計2個を保管する。

#### (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

##### (i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電

用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。)と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

可搬型窒素供給装置の窒素供給装置のホースと接続口については、フランジ接続にすることで、一般的に使用される工具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

可搬型窒素供給装置の窒素供給装置は、水又は電力を供給するものではないため、接続口は複数の場所に設けていない。

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

屋外で操作する窒素供給装置、窒素供給装置用電源車、原子炉建屋東側接続口の弁、ホースは屋外に設置する設計とするが、作業は放射線量が高くなるおそれが少ないタイミングで実施可能であることから操作が可能である。また、作業に当たっては、放射線量を確認し、適切な放射線防護対策で作業安全確保を確認した上で作業を実施する。仮に線量が高い場合は、線源からの離隔距離を確保するとともに、状況に応じ仮設遮蔽の設置等を実施した上で、線量を測定し線量が低い場所で作業を行うことにより、窒素供給装置の設置及び接続口との接続が可能な設計とする。

接続口及びホースの現場での接続作業に当たっては、簡便なフランジ接続により、一般的な工具等を用い確実に速やかに接続可能とするこ

とで、作業線量の低減を考慮した設計とする。

(5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）

(i) 要求事項

地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

可搬型窒素供給装置の窒素供給装置は，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響他の条件を考慮し，発電所敷地内の西側及び南側保管場所に保管することで位置的分散を図る設計とする。

(6) アクセスルートの確保（許可基準規則第43条第3項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

可搬型窒素供給装置の窒素供給装置は、通常待機時は西側及び南側保管場所に保管するため、想定される重大事故等が発生した場合における、保管場所から設置場所までの経路について、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、別ルートも考慮して複数のアクセスルートを確保する。

なお、アクセスルートの詳細については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の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に係る審査基準」への適合状況についての「1.0 重大事故等対策における共通事項」添付資料1.0.2「東海第二発電所 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」で示す。

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項七）

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

可搬型窒素供給装置は、重大事故緩和設備である。

### 3.9.2.2 格納容器圧力逃がし装置

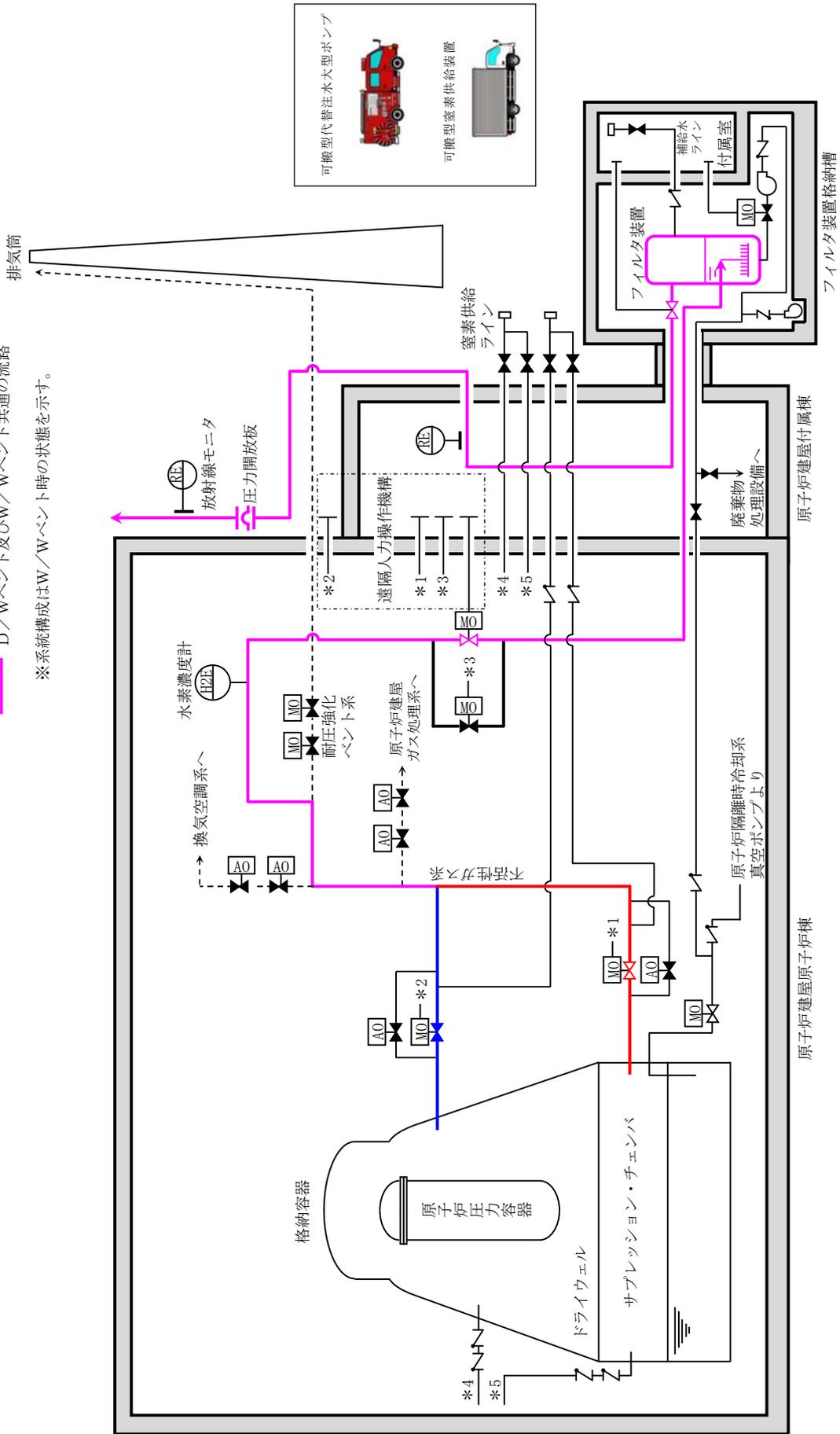
#### 3.9.2.2.1 設備概要

格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器内における水素爆発による格納容器破損を防止するために重大事故緩和設備として設けるものであり、フィルタ装置、第一弁（サプレッション・チェンバ側）、第一弁（ドライウエル側）、第二弁、第二弁バイパス弁及び圧力開放板で構成する。

本システムに関する系統概要図を第3.9-2図、本システムに関する重大事故等対処設備一覧を第3.9-5表に示す。

- ドライウエル (D/W) ベントの流路
- ウェットウエル (W/W) ベントの流路
- D/Wベント及びW/Wベント共通の流路

※系統構成はW/Wベント時の状態を示す。



第 3.9-2 図 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

第 3.9-5 表 格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等対処設備一覧(1 / 2)

設備区分		設備名
主要設備		フィルタ装置【常設】 第一弁（サプレッション・チェンバ側）【常設】 第一弁（ドライウエル側）【常設】 第二弁【常設】 第二弁バイパス弁【常設】 圧力開放板【常設】
関連設備	付属設備	第二弁操作室遮蔽【常設】 第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）【可搬】 差圧計【常設】 遠隔人力操作機構【常設】 可搬型窒素供給装置【可搬】 フィルタ装置遮蔽【常設】 配管遮蔽【常設】 移送ポンプ【常設】 可搬型代替注水大型ポンプ【可搬】
	水源*1	代替淡水貯槽【常設】
	流路	不活性ガス系配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系配管・弁【常設】 格納容器圧力逃がし装置配管・弁【常設】 格納容器【常設】 真空破壊弁【常設】 窒素供給配管・弁【常設】 第二弁操作室空気ボンベユニット（配管・弁）【常設】 移送配管・弁【常設】 補給水配管・弁【常設】
	注水先	フィルタ装置【常設】

第 3.9-5 表 格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等対処設備一覧(2/2)

設備区分		設備名
関連設備	電源設備*2 (燃料補給設備を含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替交流電源設備用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 常設代替直流電源設備 緊急用直流125V蓄電池【常設】 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 可搬型整流器【可搬】
	計装設備*3	フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置圧力【常設】 フィルタ装置スクラビング水温度【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)【常設】 フィルタ装置入口水素濃度【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)【常設】 ドライウェル圧力【常設】 サプレッション・チェンバ圧力【常設】 ドライウェル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 サプレッション・プール水温度【常設】 格納容器内水素濃度(SA)【常設】 格納容器内酸素濃度(SA)【常設】 サプレッション・プール水位【常設】 原子炉建屋水素濃度 原子炉建屋原子炉棟6階【常設】

\*1: 水源については「3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備(設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章)」で示す。

\*2: 電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。

\*3: 計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。

### 3.9.2.3 水素濃度及び酸素濃度監視設備

#### 3.9.2.3.1 設備概要

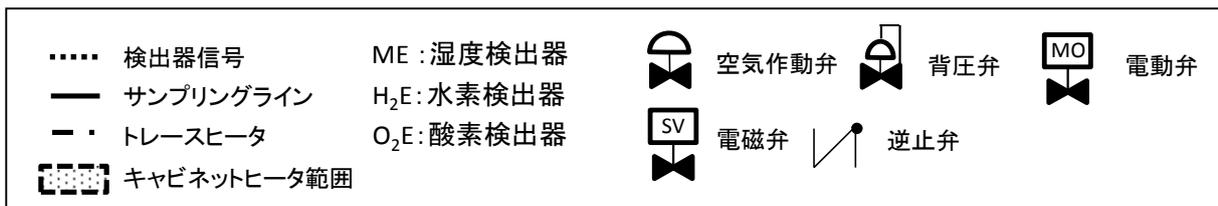
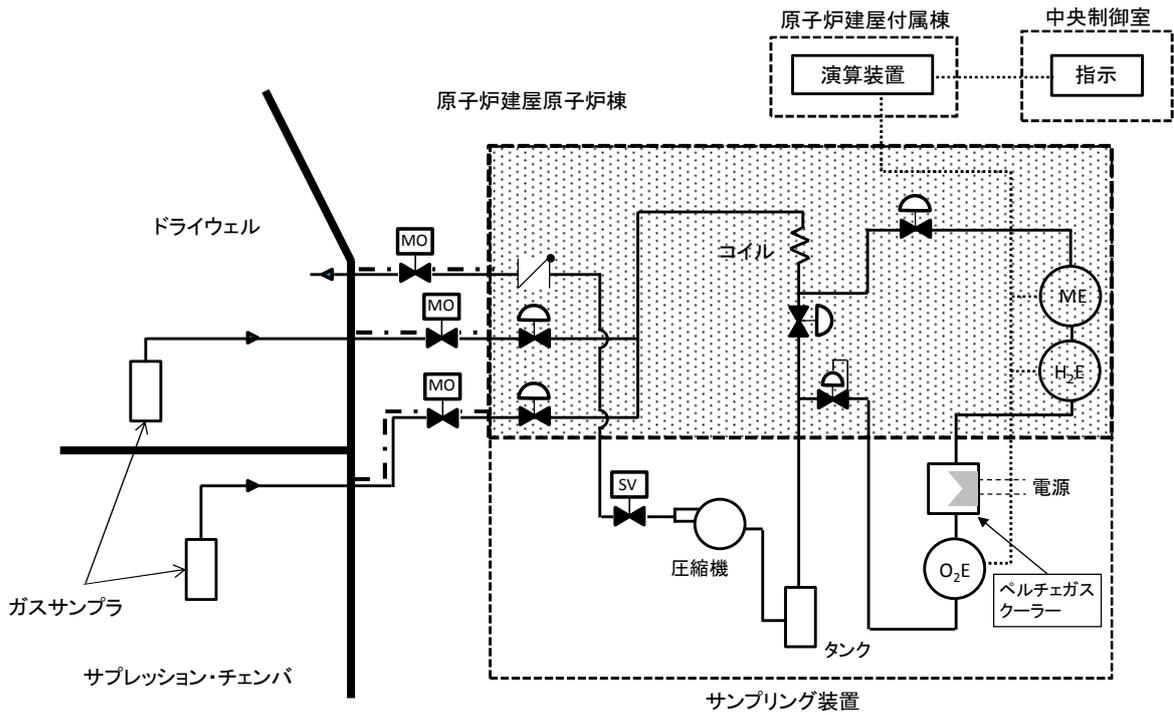
格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は、炉心の著しい損傷が発生した場合に水素及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲で監視することを目的として、格納容器内の雰囲気ガスをサンプリングすることで、原子炉建屋原子炉棟内に設置する水素検出器及び酸素検出器にて格納容器内の水素及び酸素濃度を測定する。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）のサンプリング装置は、格納容器内の雰囲気ガスを圧縮機により吸い込み、測定に影響を与える蒸気凝縮が生じないようにサンプリング系統及びサンプリング装置内にトレースヒータ及キャビネットヒータを設置し温度調節を行う。

サンプリング装置内は温度・圧力制御され、湿度検出器によりサンプリングガスの湿度を測定した後、水素検出器を通り格納容器内（ドライウェル、サブプレッション・チェンバ）の水素濃度を測定する。さらに湿度検出器及び水素検出器を通ったサンプリングガスを冷却器にて一定温度に冷却後、酸素検出器により酸素濃度を測定し、湿度検出器測定値により補正を行う。

全交流動力電源喪失が発生した場合においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電を可能とし、中央制御室において格納容器内の水素及び酸素濃度の監視が可能な設計とする。

水素濃度及び酸素濃度監視設備に関する系統概要図を第 3.9-3 図、重大事故等対処設備一覧を第 3.9-6 表に示す。



第 3.9-3 図 水素濃度及び酸素濃度監視設備に関する系統概要図

第 3.9-6 表 水素濃度及び酸素濃度監視設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	格納容器内水素濃度 (S A) 【常設】 格納容器内酸素濃度 (S A) 【常設】
付属設備	—
水源	—
流路	—
注水先	—
電源設備* <sup>1</sup>	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】
計装設備	—

\*1：電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.9.2.3.2 主要設備の仕様

設備の主要機器仕様を以下に示す。

#### (1) 格納容器内水素濃度 (S A)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備 (重大事故等対処設備)
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

種 類	: 熱伝導式
計測範囲	: 0~100vol%
個 数	: 1
取付箇所	: 原子炉建屋原子炉棟 3階

#### (2) 格納容器内酸素濃度 (S A)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備 (重大事故等対処設備)
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

種 類	: 磁気力式
計測範囲	: 0~25vol%
個 数	: 1
取付箇所	: 原子炉建屋原子炉棟 3階

### 3.9.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.9.2.3.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件 (設置許可基準規則第43条第1項一)

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度, 放射線, 荷重,

その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は、原子炉建屋原子炉棟内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、以下の第3.9-7表に示す設計とする。

第 3.9-7 表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・竜巻・積雪・火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波による影響を考慮した設計とする。

(52-3-2)

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は，サンプリング装置を起動し，中央制御室にて監視する設計である。サンプリング装置は，中央制御室の制御盤から操作が可能な設計とする。

中央制御室からサンプリング装置を操作するにあたり，運転員の操作

性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については操作器に名称を表示させ、運転員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

操作対象機器を第 3.9-8 表に示す。

第 3.9-8 表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
サンプルング装置 (格納容器内水素濃度 (S A) 格納容器内酸素濃度 (S A))	停止⇒起動 系統選択 自動⇔手動 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ操作

(52-3-4)

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) は、第 3.9-9 表に示すように原子炉の停止中に機能・性能検査が可能な設計とする。検出器（格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A)）の機能・性能の確認として、基準ガスによる校正及び模擬入力による計器校正を行う。

第 3.9-9 表 水素濃度及び酸素濃度監視設備の試験及び検査

原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	基準ガス校正 計器校正

(52-5-2)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

(52-4-2)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止について」に示す。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は，他の設備に対して遮断器又はヒューズによる分離を行うことで，電氣的な悪影響を及ぼさない設計とする。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は，重大事故等時においてサンプリング装置を起動し，中央制御室にて監視できる設計とする。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の設置場所，並びにサンプリング装置の設置場所及び操作場所を第3.9-10表に示す。

サンプリング装置は，中央制御室にて操作を実施する設計とするため，操作場所の放射線量が高くなるおそれが少なく操作が可能である。

第3.9-10表 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
サンプルング装置 ( 格納容器内水素濃度 (S A) ) ( 格納容器内酸素濃度 (S A) )	原子炉建屋 原子炉棟3階	中央制御室

(52-3-4)

3.9.2.3.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量 (設置許可基準規則第43条第2項一)

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

格納容器内水素濃度 (S A) は、炉心の著しい損傷時に格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲(重大事故等時:50vol%程度以下)を監視できることが主な役割であることから、0~100vol%を計測可能な設計とする。

格納容器内酸素濃度 (S A) は、重大事故等が発生した場合において、格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲 (重大事故等時:4.3vol%以下) を監視できることが主な役割であることから、0~25vol%を計測可能な設計とする。

(52-6-2~5)

(2) 共用の禁止 (設置許可基準規則第43条第2項二)

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止について」に示す。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止について」に示す。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は、原子炉建屋原子炉棟3階及び4階に設置している設計基準事故対処設備の格納容器雰囲気モニタとは原子炉建屋原子炉棟内の別階層又は原子炉建

屋原子炉棟 3 階の離れた位置とすることにより可能な限り位置的分散を図り，地震，火災，溢水等の共通要因故障によって同時に機能を損なわれない設計とする。また，電源については，非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に対して多様性を持った常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電可能な設計とする。