

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA 設-C-1 改 22
提出年月日	平成 29 年 7 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 7 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】 H29. 5. 31 版
    - 2.1.3 耐津波設計の基本方針 【40 条】 H29. 6. 16 版
  - 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】 H29. 5. 31 版
    - 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】 H29. 7. 6 版
  - 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】 H29. 7. 18 版
  - 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】 H29. 6. 19 版
  - 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】 H29. 7. 18 版
  - 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 【48 条】 H29. 7. 18 版
  - 3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 【49 条】 H29. 7. 6 版
  - 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】 H29. 7. 14 版
  - 3.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備 【51 条】 H29. 5. 31 版



H29. 5. 31 版

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】H29. 5. 31 版

3. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 【54 条】 H29. 7. 4 版

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】 H29. 5. 31 版

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】 H29. 5. 31 版

3. 14 電源設備 【57 条】 H29. 5. 31 版

3. 15 計装設備 【58 条】 H29. 6. 16 版

3. 16 原子炉制御室 【59 条】 H29. 5. 31 版

3. 17 監視測定設備 【60 条】 H29. 5. 31 版

3. 18 緊急時対策所 【61 条】 H29. 5. 31 版

3. 19 通信連絡を行うために必要な設備 【62 条】 H29. 5. 31 版

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 H29. 6. 16 版

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 H29. 7. 14 版 3. 7 に組み込み済

別添資料-3 代替循環冷却の成立性について H29. 1. 31 版

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 H29. 1. 31 版



## 2.1.2 耐震設計の基本方針【39条】

### < 添付資料 目次 >

#### 2.1.2.1 地震による損傷の防止に係る基準適合性

#### 2.1.2.2 重大事故等対処施設の耐震設計

##### 2.1.2.2.1 重大事故等対処施設の耐震設計の基本方針

- (1) 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）
- (2) 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）
- (3) 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）
- (4) 可搬型重大事故等対処設備
- (5) 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設
- (6) 重大事故等対処施設に適用する動的地震力
- (7) 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の土木構造物
- (8) 重大事故等対処施設を津波から防護するための津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物
- (9) 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設への波及的影響防止
- (10) 重大事故等対処施設の構造計画及び配置計画
- (11) 緊急時対策所の耐震設計



#### 2.1.2.2.2 重大事故等対処施設の設備分類

- (1) 常設重大事故防止設備
- (2) 常設重大事故緩和設備
- (3) 可搬型重大事故等対処設備

#### 2.1.2.2.3 地震力の算定方法

- (1) 静的地震力
- (2) 動的地震力
- (3) 設計用減衰定数

#### 2.1.2.2.4 荷重の組合せと許容限界

- (1) 耐震設計上考慮する状態
- (2) 荷重の種類
- (3) 荷重の組合せ
- (4) 許容限界

#### 2.1.2.2.5 設計における留意事項

#### 2.1.2.2.6 構造計画と配置計画

#### 2.1.2.2.7 緊急時対策所



## 2.1.2 耐震設計の基本方針

### 2.1.2.1 地震による損傷の防止に係る基準適合性

#### 【設置許可基準規則】

(地震による損傷の防止)

第三十九条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。

一 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力に対して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が損なわれるおそれがないものであること。

二 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができるものであること。

三 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。

2 重大事故等対処施設は、第四条第三項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

(解釈)

1 第39条の適用に当たっては、本規程別記2に準ずるものとする。

2 第1項第2号に規定する「第4条第2項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記2第4条第2項から第4項までにおいて、代替する機能を有する



設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力と同等のものとする。

## 第 1 項について

重大事故等対処施設について、施設の各設備が有する重大事故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて「Ⅰ．設備分類」のとおり分類し、設備分類に応じて「Ⅱ．設計方針」に示す設計方針に従って耐震設計を行う。耐震設計において適用する地震動及び当該地震動による地震力等については、設計基準対象施設のものを設備分類に応じて適用する。

なお、「Ⅱ．設計方針」の(1)、(2)及び(3)に示す設計方針が、それぞれ第 1 項の第一号、第二号及び第三号の要求事項に対応するものである。

### Ⅰ．設備分類

#### (1) 常設重大事故防止設備

重大事故等対処設備のうち、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合であって、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において、その喪失した機能（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に限る。）を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する設備であって常設のもの。

##### a．常設耐震重要重大事故防止設備

常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの。

##### b．常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備

常設重大事故防止設備であって、a．以外のもの。



(2) 常設重大事故緩和設備

重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの。

## II. 設計方針

(1) 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設

基準地震動  $S_s$  による地震力に対して、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が損なわれるおそれがないように設計する。

(2) 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設

代替する機能を有する設計基準事故対処設備の耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができるように設計する。

(3) 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設

基準地震動  $S_s$  による地震力に対して、重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。

なお、上記設計において適用する動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定する。

また、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、Bクラス及びCクラスの施設、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設、可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設の波及的



影響によって、重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないように設計とする。

## 第2項について

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動  $S_s$  による地震力によって生じるおそれがある周辺斜面の崩壊に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない場所に設置する。

### 2.1.2.2 重大事故等対処施設の耐震設計

#### 2.1.2.2.1 重大事故等対処施設の耐震設計の基本方針

重大事故等対処施設については、設計基準対象施設の耐震設計における動的地震力又は静的地震力に対する設計方針を踏襲し、重大事故等対処施設の構造上の特徴、重大事故等における運転状態、重大事故等時の状態で施設に作用する荷重等を考慮し、適用する地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことを目的として、設備分類に応じて、以下の項目に従って耐震設計を行う。

- (1) 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）

基準地震動  $S_s$  による地震力に対して、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が損なわれるおそれがないように設計する。

- (2) 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）

代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができるように設計する。



- (3) 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）

基準地震動  $S_s$  による地震力に対して、重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。

なお、本施設と(2)の両方に属する重大事故等対処施設については、基準地震動  $S_s$  による地震力を適用するものとする。

- (4) 可搬型重大事故等対処設備

地震、津波、溢水及び火災に対して可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故防止設備と位置的分散を図り複数箇所に保管する。

- (5) 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設

基準地震動  $S_s$  による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

また、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設については、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

- (6) 重大事故等対処施設に適用する動的地震力

重大事故等対処施設に適用する動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。なお、水平2方向及び鉛直方向の地震力が同時に作用し、影響が考えられる施設、設備については許容限界の範囲内に留まることを確認する。



- (7) 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される  
重大事故等対処施設の土木構造物

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される  
重大事故等対処施設の土木構造物は、基準地震動  $S_s$  による地震力に対し  
て、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよ  
うに設計する。

- (8) 重大事故等対処施設を津波から防護するための津波防護施設、浸水防止  
設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物

重大事故等対処施設を津波から防護するための津波防護施設、浸水防止  
設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物は、  
基準地震動  $S_s$  による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求さ  
れる機能が保持できるように設計することとし、「1.10.1.4.1 設計基準対  
象施設の耐震設計」に示す津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備  
並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物の設計方針に基づき設計す  
る。

- (9) 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される  
重大事故等対処施設への波及的影響防止

Bクラス及びCクラスの施設、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常  
設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設、可搬型重大事故等  
対処設備、常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備のいずれにも  
属さない常設の重大事故等対処施設の波及的影響によって、重大事故等  
に対処するために必要な機能を損なわないように設計する。

- (10) 重大事故等対処施設の構造計画及び配置計画

重大事故等対処施設の構造計画及び配置計画に際しては、地震の影響が  
低減されるように考慮する。



(11) 緊急時対策所の耐震設計

緊急時対策所の耐震設計の基本方針については、「2.1.2.2.7 緊急時対策所」に示す。



#### 2.1.2.2.2 重大事故等対処施設の設備分類

重大事故等対処施設について、当該設備が有する重大事故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて、以下の区分に分類する。

##### (1) 常設重大事故防止設備

重大事故等対処設備のうち、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合であって、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において、その喪失した機能（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に限る。）を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する設備であって常設のもの。

##### a. 常設耐震重要重大事故防止設備

常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの。

##### b. 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備

常設重大事故防止設備であって、a. 以外のもの。

##### (2) 常設重大事故緩和設備

重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの。

##### (3) 可搬型重大事故等対処設備

重大事故等対処設備であって可搬型のもの。

重大事故等対処施設のうち、耐震評価を行う主要設備の設備分類について、第2.1.2.2.2表に示す。



#### 2.1.2.2.3 地震力の算定方法

重大事故等対処施設の耐震設計に用いる地震力の算定方法は、「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 1.10.4.1.3 地震力の算定方法」に示す設計基準対象施設の静的地震力、動的地震力及び設計用減衰定数について、以下のとおり適用する。

##### (1) 静的地震力

常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設について、「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 1.10.4.1.3 地震力の算定方法」の「(1) 静的地震力」に示すBクラス又はCクラスの施設に適用する静的地震力を適用する。

##### (2) 動的地震力

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設について、「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 1.10.4.1.3 地震力の算定方法」の「(2) 動的地震力」に示す入力地震動を用いた地震応答解析による地震力を適用する。

常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設のうち、Bクラスの施設の機能を代替する共振のおそれのある施設については、「1.10.4.1.3 地震力の算定方法」の「(2) 動的地震力」に示す共振のおそれのあるBクラスの施設に適用する地震力を適用する。

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の土木構造物については、「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 1.10.4.1.3 地震力の算定方法」の「(2) 動的地震力」に示す屋外重要土木構造物に適用する地震力を適用する。



なお、重大事故等対処施設のうち、設計基準対象施設の基本構造と異なる施設については、適用する地震力に対して、要求される機能及び構造健全性が維持されることを確認するため、当該施設の構造を適切にモデル化した上での地震応答解析，加振試験等を実施する。

(3) 設計用減衰定数

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止

1.10.4.1.3 地震力の算定方法」の「(3) 設計用減衰定数」を適用する。



#### 2.1.2.2.4 荷重の組合せと許容限界

重大事故等対処施設の耐震設計における荷重の組合せと許容限界は以下による。

##### (1) 耐震設計上考慮する状態

地震以外に設計上考慮する状態を次に示す。

##### a. 建物・構築物

###### (a) 運転時の状態

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止  
1.10.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1) 耐震設計上考慮する  
状態 a. 建物・構築物」に示す「(a) 運転時の状態」を適用する。

###### (b) 設計基準事故時の状態

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止  
1.10.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1) 耐震設計上考慮する  
状態 a. 建物・構築物」に示す「(b) 設計基準事故時の状態」を適用  
する。

###### (c) 重大事故等時の状態

原子炉施設が、重大事故に至るおそれのある事故、又は重大事故時の  
状態で、重大事故等対処施設の機能を必要とする状態。

###### (d) 設計用自然条件

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止  
1.10.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1) 耐震設計上考慮する  
状態 a. 建物・構築物」に示す「(c) 設計用自然条件」を適用する。

##### b. 機器・配管系

###### (a) 通常運転時の状態

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止



1.10.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1) 耐震設計上考慮する状態 b. 機器・配管系」に示す「(a) 通常運転時の状態」を適用する。

(b) 運転時の異常な過渡変化時の状態

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止

1.10.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1) 耐震設計上考慮する状態 b. 機器・配管系」に示す「(b) 運転時の異常な過渡変化時の状態」を適用する。

(c) 設計基準事故時の状態

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止

1.10.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1) 耐震設計上考慮する状態 b. 機器・配管系」に示す「(c) 設計基準事故時の状態」を適用する。

(d) 重大事故等時の状態

原子炉施設が、重大事故に至るおそれのある事故、又は重大事故時の状態で、重大事故等対処施設の機能を必要とする状態。

(e) 設計用自然条件

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止

1.10.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1) 耐震設計上考慮する状態 b. 機器・配管系」に示す「(d) 設計用自然条件」を適用する。

(2) 荷重の種類

a. 建物・構築物

(a) 原子炉のおかれている状態にかかわらず常時作用している荷重，すなわち固定荷重，積載荷重，土圧，水圧及び通常の気象条件による荷重

(b) 運転時の状態で施設に作用する荷重



- (c) 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重
- (d) 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重
- (e) 地震力，風荷重，積雪荷重等

ただし，運転時の状態，設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態での荷重には，機器・配管系から作用する荷重が含まれるものとし，地震力には，地震時土圧，機器・配管系からの反力，スロッシング等による荷重が含まれるものとする。

#### b．機器・配管系

- (a) 通常運転時の状態で作用する荷重
- (b) 運転時の異常な過渡変化時の状態で作用する荷重
- (c) 設計基準事故時の状態で作用する荷重
- (d) 重大事故等時の状態で作用する荷重
- (e) 地震力，風荷重，積雪荷重等

### (3) 荷重の組合せ

地震力と他の荷重との組合せは次による。

#### a．建物・構築物

- (a) 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については，常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。
- (b) 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については，常時作用している荷重，設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち，地震によって引き起こされるおそれがある事象によって作用する荷重と地震力とを組み合わせる。重大事故等が地震によ



って引き起こされるおそれがある事象であるかについては、設計基準対象施設の耐震設計の考え方に基づくとともに、確率論的な考察も考慮した上で設定する。

- (c) 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で作用する荷重のうち地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力（基準地震動  $S_s$  又は弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力）と組み合わせる。事故発生後、通常運転時の状態を超える期間が長期にわたるため、適切な地震力との組合せを考慮する観点で、弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力と組み合わせる期間（前半期間）、基準地震動  $S_s$  による地震力と組み合わせる期間（後半期間）に分けて組合せを設定する。この組合せについては、事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の積等を考慮し、工学的、総合的に勘案の上設定する。

以上を踏まえ、格納容器内の圧力、温度条件を用いて評価を行う施設については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象のうち、前半期間における荷重と弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力を組み合わせ、後半期間における荷重と基準地震動  $S_s$  による地震力を組み合わせる。また、その他の施設については、いったん事故が発生した場合、長時間継続事象による荷重と基準地震動  $S_s$  による地震力を組み合わせる。

- (d) 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用して



いる荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と、動的地震力又は静的地震力とを組み合わせる。

b. 機器・配管系

- (a) 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、通常運転時の状態で作用する荷重と地震力とを組み合わせる。
- (b) 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれがある事象によって作用する荷重と地震力とを組み合わせる。重大事故等が地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、設計基準対象施設の耐震設計の考え方に基づくとともに、確率論的な考察も考慮した上で設定する。
- (c) 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で作用する荷重のうち地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力（基準地震動  $S_s$  又は弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力）と組み合わせる。事故発生後、通常運転時の状態を超える期間が長期にわたるため、適切な地震力との組合せを考慮する観点で、弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力と組み合わせる期間（前半期間）、基準地震動  $S_s$  による地震力と組み合わせる期間（後半期間）に分けて組合せを設定する。この組合せについては、事



故事象の発生確率，継続時間及び地震動の超過確率の積等を考慮し，工学的，総合的に勘案の上設定する。なお，継続時間については対策の成立性も考慮した上で設定する。

以上を踏まえ，原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備については，いったん事故が発生した場合，長期間継続する事象のうち，前半期間における荷重と弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力を組み合わせる，後半期間における荷重と基準地震動  $S_s$  による地震力を組み合わせる。また，原子炉格納容器バウンダリを構成する設備（原子炉格納容器内の圧力，温度条件を用いて評価を行うその他の施設を含む。）については，いったん事故が発生した場合，長時間継続する事象のうち，前半期間における荷重と弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力を組み合わせ，後半期間における荷重と基準地震動  $S_s$  による地震力を組み合わせる。また，その他の施設については，いったん事故が発生した場合，長時間継続事象による荷重と基準地震動  $S_s$  による地震力を組み合わせる。

- (d) 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については，通常運転時の状態又は運転時の異常な過渡変化時の状態で作用する荷重と，動的地震力又は静的地震力を組み合わせる。

#### c. 荷重の組合せ上の留意事項

- (a) 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設に作用する地震力のうち動的地震力については，水平2方向と鉛直方向の地震力とを適切に組み合わせ算定するものとする。
- (b) ある荷重の組合せ状態での評価が明らかに厳しいことが判明してい



る場合には、その他の荷重の組合せ状態での評価は行わないことがある。

- (c) 複数の荷重が同時に作用する場合、それらの荷重による応力の各ピークの生起時刻に明らかなずれがあることが判明しているならば、必ずしもそれぞれの応力のピーク値を重ねなくてもよいものとする。
- (d) 重大事故等対処施設を支持する建物・構築物の当該部分の支持機能を確認する場合においては、支持される施設の施設区分に応じた地震力と常時作用している荷重、重大事故等時の状態で施設に作用する荷重及びその他必要な荷重とを組み合わせる。

#### (4) 許容限界

各施設の地震力と他の荷重とを組み合わせた状態に対する許容限界は次のとおりとし、安全上適切と認められる規格及び基準又は試験等で妥当性が確認されている許容応力等を用いる。

##### a. 建物・構築物

- (a) 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物((e)に記載のものを除く。)

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止  
1.10.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示すSクラスの建物・構築物の基準地震動 $S_s$ による地震力との組合せに対する許容限界を適用する。

ただし、原子炉格納容器バウンダリを構成する施設の設計基準事故時の状態における長期的荷重と弾性設計用地震動 $S_d$ による地震力の組合せに対する許容限界は、「設計基準対象施設について 第4条：



地震による損傷の防止 1.10.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示すSクラスの建物・構築物の弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界を適用する。

- (b) 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物((f)に記載のものを除く。)

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 1.10.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示すBクラス及びCクラスの建物・構築物の許容限界を適用する。

- (c) 施設区分の異なる重大事故等対処施設を支持する建物・構築物((e)及び(f)に記載のものを除く。)

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 1.10.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示す耐震重要度分類の異なる施設を支持する建物・構築物の許容限界を適用する。

なお、適用にあたっては、「耐震重要度」を「設備分類」に読み替える。

- (d) 建物・構築物の保有水平耐力 ((e)及び(f)に記載のものを除く。)

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 1.10.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示す建物・構築物の保有水平耐力に対する許容限界を適用する。

なお、適用にあたっては、「耐震重要度」を「重大事故等対処施設が代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラス」に読み替える。ただし、常設重大事故緩和設備が設置さ



れる重大事故等対処施設については、当該クラスをSクラスとする。

- (e) 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の土木構造物

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 1.10.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示す屋外重要土木構造物の基準地震動  $S_s$  による地震力との組合せに対する許容限界を適用する。

- (f) 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の土木構造物

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 1.10.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示すその他の土木構造物の許容限界を適用する。

b. 機器・配管系

- (a) 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 1.10.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示すSクラスの機器・配管系の基準地震動  $S_s$  による地震力との組合せに対する許容限界を適用する。

ただし、原子炉格納容器バウンダリ、非常用炉心冷却設備等の弾性設計用地震動  $S_d$  と設計基準事故時の状態における長期的荷重との組合せに対する許容限界は、「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 1.10.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示すSクラスの機器・配管系の弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界を適用する。



- (b) 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止

1.10.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示すBクラス及びCクラスの機器・配管系の許容限界を適用する。

c. 基礎地盤の支持性能

- (a) 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物，機器・配管系及び土木構造物の基礎地盤

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止

1.10.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示すSクラスの建物・構築物，Sクラスの機器・配管系，屋外重要土木構造物，津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物の基礎地盤の基準地震動 $S_s$ による地震力との組合せに対する許容限界を適用する。

- (b) 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物，機器・配管系及び土木構造物の基礎地盤

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止

1.10.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示すB，Cクラスの建物・構築物，機器・配管系及びその他の土木構造物の基礎地盤の許容限界を適用する。

2.1.2.2.5 設計における留意事項

「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止



1.10.4.1.5 設計における留意事項」を適用する。

ただし、適用にあたっては、「耐震重要施設」を「常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設」に、「安全機能」を「重大事故等に対処するために必要な機能」に読み替える。

なお、下位クラス施設の波及的影響については、Bクラス及びCクラスの施設に加え、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設、可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設の影響についても評価する。

また、可搬型重大事故等対処設備については、「2.1.1.2.1 重大事故等対処施設の耐震設計の基本方針」の（4）に示す方針に従い、適切な保管がなされていることを併せて確認する。

#### 2.1.2.2.6 構造計画と配置計画

重大事故等対処施設の構造計画及び配置計画に際しては、地震の影響が低減されるように考慮する。

建物・構築物は、原則として剛構造とし、重要な建物・構築物は、地震力に対し十分な支持性能を有する地盤に支持させる。剛構造としない建物・構築物は、剛構造と同等又はそれを上回る耐震安全性を確保する。

また、建物・構築物の建屋間相対変位を考慮しても、建物・構築物及び機器・配管系の耐震安全性を確保する設計とする。

機器・配管系は、応答性状を適切に評価し、適用する地震力に対して構造強度を有する設計とする。配置に自由度のあるものは、耐震上の観点からできる限り重心位置を低くし、かつ、安定性のよい据付け状態になるよう配置する。



Bクラス及びCクラスの施設，常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設，可搬型重大事故等対処設備，並びに常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設は，原則，常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設に対して離隔をとり配置するか，若しくは基準地震動 $S_s$ に対し構造強度を確保することにより，常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。

#### 2.1.2.2.7 緊急時対策所

緊急時対策所については，基準地震動 $S_s$ による地震力に対して，重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。

緊急時対策所の建物については，耐震構造とし，遮蔽性能を担保する。また，緊急時対策所内の居住性を確保するため，緊急時対策所の換気設備の性能とあいまって十分な気密性を確保できるよう，基準地震動 $S_s$ による地震力に対し，過度な破損・変形等が生じない設計とする。

なお，地震力の算定方法及び荷重の組合せと許容限界については，「設計基準対象施設について 第4条：地震による損傷の防止 1.10.4.1.3 地震力の算定方法」及び「1.10.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」に示す建物・構築物及び機器・配管系のものを適用する。



第 2.1.2.2.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（1／7）

設 備 分 類	定 義	主 要 設 備 (〔 〕 内は、設計基準対象施設を兼ねる 設備の耐震重要度分類)
1. 常設耐震重要 重大事故防止 設備以外の常 設重大事故防 止設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの以外のもの	<p>(1) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料プール水位・温度（SA広域）</li> <li>・使用済燃料プール温度（SA）</li> </ul> <p>(2) 原子炉冷却系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却系ポンプ[S]</li> <li>・高圧炉心スプレイ系ポンプ[S]</li> <li>・高圧炉心スプレイ系注入弁[S]</li> <li>・原子炉隔離時冷却系注入弁[S]</li> <li>・低圧炉心スプレイ系注入弁[S]</li> <li>・残留熱除去系A系注入弁[S]</li> <li>・残留熱除去系B系注入弁[S]</li> <li>・残留熱除去系C系注入弁[S]</li> <li>・残留熱除去系ポンプ[S]</li> <li>・残留熱除去系熱交換器[S]</li> <li>・低圧炉心スプレイ系ポンプ[S]</li> <li>・残留熱除去系海水系ポンプ[S]</li> </ul> <p>(3) 計測制御系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却系系統流量[S]</li> <li>・高圧炉心スプレイ系系統流量[S]</li> <li>・残留熱除去系系統流量[S]</li> <li>・低圧炉心スプレイ系系統流量[S]</li> <li>・残留熱除去系熱交換器入口温度[S]</li> <li>・残留熱除去系熱交換器出口温度[S]</li> <li>・残留熱除去系海水系系統流量[S]</li> <li>・原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力[S]</li> <li>・高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力[S]</li> <li>・残留熱除去系ポンプ吐出圧力[S]</li> <li>・低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力[S]</li> <li>・衛星電話設備(固定型)</li> </ul> <p>(4) 原子炉格納容器</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系ポンプ[S]</li> <li>・残留熱除去系熱交換器</li> </ul> <p>(5) 非常用電源装置</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用ディーゼル発電機[S]</li> <li>・燃料移送ポンプ[S]</li> <li>・燃料デイトンク[S]</li> <li>・非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ[S]</li> <li>・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 [S]</li> <li>・高圧炉心炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ [S]</li> <li>・直流125V蓄電池H P C S [S]</li> <li>・緊急時対策所用発電機</li> <li>・緊急時対策所用発電機給油ポンプ</li> <li>・緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク</li> <li>・緊急時対策所用M／C</li> </ul> <p>(6) 非常用取水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急用海水取水管</li> <li>・緊急用海水ポンプピット</li> <li>・S A用海水ピット取水塔</li> <li>・海水引込み管</li> <li>・S A用海水ピット</li> <li>・取水路[C]</li> <li>・取水ピット[C]</li> </ul>



第 2.1.2.2.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（2／7）

設 備 分 類	定 義	主 要 設 備 (〔 〕 内は、設計基準対象施設を兼ねる 設備の耐震重要度分類)
2. 常設耐震重要 重大事故防止 設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの	<p>(1) 原子炉本体</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉圧力容器[S]</li> </ul> <p>(2) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 使用済燃料プール[S]</li> <li>・ 常設スプレイヘッダ</li> <li>・ 常設低圧代替注水系ポンプ</li> <li>・ 代替燃料プール冷却系ポンプ</li> <li>・ 緊急用海水ポンプ</li> <li>・ 代替燃料プール冷却系熱交換器</li> <li>・ 代替淡水貯槽</li> </ul> <p>(3) 原子炉冷却系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常設高圧代替注水系ポンプ</li> <li>・ 逃がし安全弁[S]</li> <li>・ 自動減圧機能用アキュムレータ[S]</li> <li>・ 常設低圧代替注水系ポンプ</li> <li>・ 緊急用海水ポンプ</li> <li>・ 緊急用海水ストレーナ</li> <li>・ 残留熱除去系熱交換器[S]</li> <li>・ 代替淡水貯槽</li> <li>・ サプレッション・プール[S]</li> </ul>



第 2.1.2.2.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（3／7）

設 備 分 類	定 義	主 要 設 備 （〔 〕 内は、設計基準対象施設を兼ねる 設備の耐震重要度分類）
2. 常設耐震重要 重大事故防止 設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの	<p>(4) 計測制御系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）</li> <li>・ 制御棒[S]</li> <li>・ 制御棒駆動機構[S]</li> <li>・ 制御棒制御水圧系水圧制御ユニット[S]</li> <li>・ ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）</li> <li>・ ほう酸水注入ポンプ[S]</li> <li>・ ほう酸水貯蔵タンク[S]</li> <li>・ 自動減圧系の起動阻止スイッチ</li> <li>・ 過渡時自動減圧機能</li> <li>・ 原子炉圧力[S]</li> <li>・ 原子炉圧力（SA）</li> <li>・ 原子炉水位（広帯域）[S]</li> <li>・ 原子炉水位（燃料域）[S]</li> <li>・ 原子炉水位（SA 広帯域）</li> <li>・ 原子炉水位（SA 燃料域）</li> <li>・ 高压代替注水系系統流量</li> <li>・ 低压代替注水系原子炉注水流量</li> <li>・ 代替循環冷却系原子炉注水流量</li> <li>・ 低压代替注水系格納容器スプレイ流量</li> <li>・ 低压代替注水系格納容器下部注水流量</li> <li>・ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量</li> <li>・ ドライウエル雰囲気温度</li> <li>・ サプレッション・チェンバ雰囲気温度</li> <li>・ サプレッション・プール水温度</li> <li>・ ドライウエル圧力</li> <li>・ サプレッション・チェンバ圧力</li> <li>・ サプレッション・プール水位</li> <li>・ 起動領域計装[S]</li> <li>・ 平均出力領域計装[S]</li> <li>・ フィルタ装置水位</li> <li>・ フィルタ装置圧力</li> <li>・ フィルタ装置スクラビング水温度</li> <li>・ フィルタ装置入口水素濃度</li> <li>・ 代替循環冷却系ポンプ入口温度</li> <li>・ 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）</li> <li>・ 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）</li> <li>・ 代替淡水貯槽水位</li> <li>・ 常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力</li> <li>・ 常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力</li> <li>・ 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力</li> </ul> <p>(5) 放射線管理施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ フィルタ装置遮蔽</li> <li>・ 配管遮蔽</li> <li>・ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）</li> <li>・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）[S]</li> <li>・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）[S]</li> <li>・ フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）</li> <li>・ 耐圧強化ベント系放射線モニタ</li> <li>・ 中央制御室遮蔽[S]</li> <li>・ 中央制御室換気系空気調和機ファン[S]</li> <li>・ 中央制御室換気系フィルタ系ファン[S]</li> <li>・ 中央制御室換気系高性能粒子フィルタ[S]</li> <li>・ 中央制御室換気系チャコールフィルタ[S]</li> </ul>



第 2.1.2.2.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（4／7）

設 備 分 類	定 義	主 要 設 備 (〔 〕 内は、設計基準対象施設を兼ねる 設備の耐震重要度分類)
2. 常設耐震重要 重大事故防止 設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの	<p>(6) 原子炉格納施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器[S]</li> <li>・常設低圧代替注水系ポンプ</li> <li>・フィルタ装置</li> <li>・遠隔人力操作機構</li> <li>・代替循環冷却系ポンプ</li> <li>・緊急用海水ポンプ</li> <li>・緊急用海水ストレーナ</li> <li>・残留熱除去熱交換器[S]</li> <li>・代替淡水貯槽</li> <li>・サブプレッション・プール[S]</li> </ul> <p>(7) 非常用電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・常設代替高圧電源装置</li> <li>・常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ</li> <li>・125V A系蓄電池[S]</li> <li>・125V B系蓄電池[S]</li> <li>・中性子モニタ用蓄電池A系</li> <li>・中性子モニタ用蓄電池B系</li> <li>・緊急用直流 125V 蓄電池</li> <li>・緊急用M/C</li> <li>・緊急用P/C</li> <li>・軽油貯蔵タンク[S]</li> <li>・可搬型設備用軽油タンク</li> </ul> <p>(8) 非常用取水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・貯留堰</li> </ul>



第 2.1.2.2.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（5／7）

設 備 分 類	定 義	主 要 設 備 （〔 〕 内は，設計基準対象施設を兼ねる 設備の耐震重要度分類）
3. 常設重大事故 緩和設備	重大事故等対処設備のうち，重大事故が発生した場合において，当該重大事故の拡大を防止し，又はその影響を緩和するための機能を有する設備（重大事故緩和設備）のうち，常設のもの	<p>(1) 原子炉本体</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器[S]</li> </ul> <p>(2) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料プール[S]</li> <li>使用済燃料プール水位・温度（SA広域）</li> <li>使用済燃料プール温度（SA）</li> <li>常設スプレイヘッダ</li> <li>常設低圧代替注水系ポンプ</li> <li>代替燃料プール冷却系ポンプ</li> <li>代替燃料プール冷却系熱交換器</li> <li>代替淡水貯槽</li> </ul> <p>(3) 原子炉冷却系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>常設低圧代替注水系ポンプ</li> <li>緊急用海水ポンプ</li> <li>緊急用海水ストレーナ</li> <li>残留熱除去系熱交換器[S]</li> <li>代替淡水貯槽</li> <li>サブプレッション・プール[S]</li> </ul> <p>(4) 計測制御系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器温度</li> <li>原子炉圧力[S]</li> <li>原子炉圧力（SA）</li> <li>原子炉水位（広帯域）[S]</li> <li>原子炉水位（燃料域）[S]</li> <li>原子炉水位（SA 広帯域）</li> <li>原子炉水位（SA 燃料域）</li> <li>低圧代替注水系原子炉注水流量</li> <li>代替循環冷却系原子炉注水流量</li> <li>低圧代替注水系格納容器スプレイ流量</li> <li>低圧代替注水系格納容器下部注水流量</li> <li>代替循環冷却系格納容器スプレイ流量</li> <li>ドライウエル雰囲気温度</li> <li>サブプレッション・チェンバ雰囲気温度</li> <li>サブプレッション・プール水温度</li> <li>ドライウエル圧力</li> <li>サブプレッション・チェンバ圧力</li> <li>サブプレッション・プール水位</li> <li>格納容器下部水位</li> <li>格納容器内水素濃度（SA）</li> <li>格納容器内酸素濃度（SA）</li> <li>フィルタ装置水位</li> <li>フィルタ装置圧力</li> <li>フィルタ装置スクラビング水温度</li> <li>フィルタ装置入口水素濃度</li> <li>代替循環冷却系ポンプ入口温度</li> <li>緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）</li> <li>緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）</li> <li>代替淡水貯槽水位</li> <li>常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力</li> <li>常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力</li> <li>代替循環冷却系ポンプ吐出圧力</li> <li>原子炉建屋水素濃度</li> <li>衛星連絡設備（固定型）</li> <li>緊急時対策所用差圧計</li> </ul>



第 2.1.2.2.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（6／7）

設 備 分 類	定 義	主 要 設 備 (〔 〕 内は、設計基準対象施設を兼ねる 設備の耐震重要度分類)
3. 常設重大事故 緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備（重大事故緩和設備）のうち、常設のもの	<p>(5) 放射線管理施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・フィルタ装置遮蔽</li> <li>・配管遮蔽</li> <li>・二次隔離室操作室遮蔽</li> <li>・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）</li> <li>・格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）[S]</li> <li>・格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）[S]</li> <li>・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）</li> <li>・耐圧強化ベント系放射線モニタ</li> <li>・中央制御室遮蔽[S]</li> <li>・中央制御室待避室遮蔽</li> <li>・中央制御室換気系空気調和機ファン[S]</li> <li>・中央制御室換気系フィルタ系ファン[S]</li> <li>・中央制御室換気系高性能粒子フィルタ[S]</li> <li>・中央制御室換気系チャコールフィルタ[S]</li> <li>・非常用ガス再循環系排風機</li> <li>・非常用ガス処理系排風機</li> <li>・非常用ガス再循環系粒子用高効率フィルタ</li> <li>・非常用ガス再循環系よう素用チャコールフィルタ</li> <li>・非常用ガス処理系粒子用高効率フィルタ</li> <li>・非常用ガス処理系よう素用チャコールフィルタ</li> <li>・緊急時対策所遮蔽</li> <li>・緊急時対策所非常用送風機</li> <li>・緊急時対策所非常用フィルタ装置</li> </ul> <p>(6) 原子炉格納施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器[S]</li> <li>・常設低圧代替注水系ポンプ</li> <li>・フィルタ装置</li> <li>・圧力開放板</li> <li>・遠隔人力操作機構</li> <li>・二次隔離弁操作室 空気ボンベユニット（配管・弁）</li> <li>・代替循環冷却系ポンプ</li> <li>・代替淡水貯槽</li> <li>・サプレッション・プール[S]</li> <li>・静的触媒式水素再結合器</li> <li>・静的触媒式水素再結合器動作監視装置</li> </ul>



第 2.1.2.2.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（7／7）

設 備 分 類	定 義	主 要 設 備 (〔 〕 内は、設計基準対象施設を兼ねる 設備の耐震重要度分類)
		<p>(7) 非常用電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常設代替高圧電源装置</li> <li>・ 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ</li> <li>・ 125V A系蓄電池[S]</li> <li>・ 125V B系蓄電池[S]</li> <li>・ 中性子モニタ用蓄電池A系</li> <li>・ 中性子モニタ用蓄電池B系</li> <li>・ 緊急用直流 125V 蓄電池</li> <li>・ 緊急用M／C</li> <li>・ 緊急用P／C</li> <li>・ 軽油貯蔵タンク[S]</li> <li>・ 可搬型設備用軽油タンク</li> <li>・ 緊急時対策所用発電機</li> <li>・ 緊急時対策所用発電機給油ポンプ</li> <li>・ 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク</li> <li>・ 緊急時対策所用M／C</li> </ul>



### 2.1.3 耐津波設計の基本方針【40 条】

基準適合への対応状況



#### 1.4.2 津波による損傷の防止

##### 第四十条 津波による損傷の防止

重大事故等対処施設は、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

##### 適合のための設計方針

基準津波及び入力津波の策定に関しては、第五条の「適合のための設計方針」を適用する。

耐津波設計としては以下の方針とする。

- (1) 重大事故等対処施設の津波防護対象施設（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また、取水路及び放水路等の経路から流入させない設計とする。
- (2) 取水・放水施設及び地下部等において、漏水する可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定して、重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。
- (3) (1)(2)に規定するもののほか、重大事故等対処施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画については、浸水対策を行うことにより津波による影響等から隔離する。そのため、浸水防護重点化範囲を明確化するとともに、必要に応じて実施する浸水対策については、第五条の「適合のための設計方針」を適用する。
- (4) 水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。そのため、非常用海水ポンプについて



は、第五条の「適合のための設計方針」を適用する。

また、非常用海水ポンプ及び緊急用海水ポンプについては、基準津波による水位の変動に対して取水性を確保でき、取水口からの砂の混入に対して、ポンプが機能保持できる設計とする。

(5) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の機能の保持については、第五条の「適合のための設計方針」を適用する。

(6) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計並びに非常用海水ポンプ等の取水性の評価に当たっては、第五条の「適合のための設計方針」を適用する。



## 1.4.2. 重大事故等対処施設の耐津波設計

### 1.4.2.1 重大事故等対処施設の耐津波設計の基本方針

重大事故等対処施設は、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。

重大事故等対処施設の耐津波設計の基本方針は、重大事故等対処施設の津波防護対象設備と設計基準対象施設の津波防護が同一または同一の建屋又は区画に内包されている場合において同じである。

#### (1) 津波防護対象の選定

「設置許可基準規則第四十条（津波による損傷の防止）」においては、  
「重大事故等対処施設は、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」ことを要求している。

「設置許可基準規則第四十三条（重大事故等対処設備）」における可搬型の重大事故等対処設備の接続口、保管場所及び機能保持に対する要求事項を満足するため、可搬型設備保管場所（西側及び南側）、東側接続口及び西側接続口（地下格納槽）についても津波防護の対象とする。

設置許可基準規則の解釈別記3では、津波から防護する設備として、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備においても入力津波に対して当該機能を十分に保持できることを要求している。

以上より、津波から防護する設備は、重大事故等対処施設、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備（以下「重大事故等対処施設の津波防護対象設備」という。）とし、これらを内包する建屋及び区画について第1.4.2.1表に分類を示す。

#### (2) 敷地及び敷地周辺における地形、施設の配置等

a. 敷地及び敷地周辺の地形、標高並びに河川の存在の把握



「1.4.1 設計基準対象施設の津波防護方針」に同じ。

b. 敷地における施設の位置，形状等の把握

重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画として，「1.4.1 設計基準対象施設の津波防護方針」で示した範囲に加え，緊急時対策所，可搬型設備保管場所（西側及び南側），格納容器圧力逃がし装置（地下格納槽），常設低圧代替注水系格納槽，軽油貯蔵タンク（地下式），緊急用海水ポンプピット，西側接続口（地下格納槽），東側接続口，常設代替高圧電源装置置場の区画を設置する設計とする。これらの重大事故等対処施設の津波防護対象範囲を第1.4.2-1図に示す。

c. 敷地周辺の人工構造物の位置，形状等の把握

「1.4.1 設計基準対象施設の津波防護方針」に同じ。

(3) 入力津波の設定

「1.4.1 設計基準対象施設の津波防護方針」に同じ。入力津波一覧を第1.4.2-13表に示す。入力津波の上昇側の入力津波の時刻歴波形を第1.4.2-2図に示す。基準津波による最大浸水深分布を第1.4.2-3図に示す。

1.4.2.2 敷地の特性に応じた津波防護の基本方針

津波防護の基本方針は，以下の(1)～(5)のとおりである。

- (1) 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（津波防護施設，浸水防止設備，津波監視設備及び非常用取水設備を除く。下記(3)において同じ。）を内包する建屋及び区画の設置された敷地において，基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また，取水路及び放水路等の経路から流入させない設計とする。
- (2) 取水・放水施設及び地下部等において，漏水する可能性を考慮の上，漏水による浸水範囲を限定して，重要な安全機能への影響を防止できる設計



とする。

- (3) 上記２方針の他，重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画については，浸水防護をすることにより，津波による影響等から隔離可能な設計とする。
- (4) 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響を防止できる設計とする。
- (5) 津波監視設備については，入力津波に対して津波監視機能が保持できる設計とする。

遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とするため，外郭防護として防潮堤及び防潮扉を設置する設計とする。

取水路，放水路等の経路から流入させない設計とするため，外郭防護として取水路に取水路点検用開口部浸水防止蓋，海水ポンプ室に海水ポンプグラウンド dren 排出口逆止弁，循環水ポンプ室に取水ピット空気抜き配管逆止弁，放水路に放水路ゲート及び放水路ゲート点検用開口部浸水防止蓋，S A用海水ピットにS A用海水ピット開口部浸水防止蓋並びに緊急用海水ポンプ室に緊急用海水ポンプピット点検用開口部浸水防止蓋，緊急用海水ポンプグラウンド dren 排水口逆止弁及び緊急用海水ポンプ室床 dren 排水口逆止弁を設置する。防潮堤及び防潮扉下部貫通部に対しては，止水処置を実施する設計とする。

引き波時の取水ピット水位の低下に対して，非常用海水ポンプの取水可能水位を維持するため，取水口前面の海中に貯留堰を設置する設計とする。

重大事故等対処施設の津波防護対象設備（津波防護施設，浸水防止設備，津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画については，津波による影響等から隔離可能な設計とするため，内郭防護として，海



水ポンプ室に海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋，タービン建屋又は非常用海水系配管カルバートと隣接する原子炉建屋境界地下階の貫通部に対して止水処置を実施する設計とする。

屋外の循環水管の損傷箇所から非常用海水ポンプが設置されている海水ポンプ室への津波の流入を防止するため，海水ポンプ室壁の貫通部に対して止水処置を実施する設計とする。

東海発電所の取水路及び放水路については，埋め立て等により津波の流入を防止する設計とする。

地震発生後，津波が発生した場合に，その影響を俯瞰的に把握するため，津波監視設備として，取水路に潮位計，取水ピットに取水ピット水位計，原子炉建屋屋上及び使用済燃料乾式貯蔵建屋屋上に津波監視カメラを設置する設計とする。

緊急時対策所及び可搬型設備保管場所（西側及び南側）は，津波の影響を受けない高台に設置する設計とすることから，新たな津波防護対策は必要ない。

津波防護対策の設備分類と設置目的を第1.4.2-2表に示す。また，敷地の特性に応じた津波防護の概要を第1.4.2-4図，第1.4.2-5図に示す。

#### 1.4.2.3 敷地への浸水防止（外郭防護1）

##### (1) 遡上波の地上部からの到達・流入の防止

重大事故等対処施設の津波防護対象設備（津波防護施設，浸水防止設備，津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画として，海水ポンプ室はT.P. +3mの敷地，原子炉建屋，格納容器圧力逃がし装置（地下格納槽），常設低圧代替注水系格納槽（地下格納槽），緊急用海水ポンプ



ピット，西側接続口（地下格納槽），東側接続口はT. P. + 8mの敷地，常設代替高圧電源装置置場，軽油貯蔵タンク（地下式）をT. P. + 11mの敷地に設置する設計とする。また，緊急時対策所をT. P. + 23mの敷地，可搬型設備保管場所（西側及び南側）をT. P. + 23m及びT. P. + 25mに設置する設計としており，津波による遡上波が到達・流入する可能性を考慮し，外郭防護として，敷地全体を取り囲む形で津波防護施設である防潮堤及び防潮扉を設置する設計とする。

遡上波の地上部からの到達防止に当たっての検討は，「1. 4. 1 設計基準対象施設の津波防護方針」を適用する。

## (2) 取水路，放水路等の経路からの津波の流入防止

取水路，放水路等の経路から，津波が流入する可能性のある経路（扉，開口部，貫通口等）を特定し，必要に応じて実施する浸水対策については「1. 4. 1 設計基準対象施設の津波防護方針」を適用する。津波の流入経路特定結果を第1. 4. 2-3表に示す。各設備からの流入経路特定結果を第1. 4. 2-4表から第1. 4. 2-8表に示す。また，特定した流入経路に対して実施する浸水対策を第1. 4. 2-9表に示す。

### 1. 4. 2. 4 漏水による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（外郭防護2）

取水・放水設備及び地下部等において，漏水による浸水範囲を限定し，重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。具体的には，「1. 4. 1 設計基準対象施設の津波防護方針」を適用する。

格納容器圧力逃がし装置（地下格納槽），常設低圧代替注水系格納槽，緊急用海水ポンプピット，西側接続口（地下格納槽）は，トレンチにより原子炉建屋又は常設高圧電源車置場と接続されており，津波の侵入経路となる可



能性があることから、格納容器圧力逃がし装置（地下格納槽）、常設低圧代替注水系格納槽、緊急用海水ポンプピット、西側接続口（地下格納槽）を浸水防護重点化範囲とし、境界に浸水経路がないことを確認するか又は境界の津波侵入経路への止水処置等により浸水経路がない設計とすることで、トレンチ部に津波が侵入しない設計とする。

#### 1.4.2.5 重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画の隔離（内郭防護）

##### （1）浸水防護重点化範囲の設定

浸水防護重点化範囲として、「1.4.1 設計基準対象施設の津波防護方針」で示した範囲に加え、緊急時対策所、可搬型設備保管場所（西側及び南側）、格納容器圧力逃がし装置（地下格納槽）、常設低圧代替注水系格納槽、軽油貯蔵タンク（地下式）、緊急用海水ポンプピット、西側接続口（地下格納槽）、東側接続口、常設代替高圧電源装置置場の区画を設定する。

##### （2）浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策

浸水防護重点化範囲のうち、設計基準対象施設と同じ範囲については、「1.4.1 設計基準対象施設の津波防護方針」を適用する。

また、その他の範囲については、津波による溢水の影響を受けない位置に設置する、若しくは津波による溢水の浸水経路がない設計とする。浸水防止設備の種類と設置位置を第1.4.2-11表に示す。また、第1.4.2-7図から第1.4.2-10図に浸水防止設備の例を示す。

#### 1.4.2.6 水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止

##### （1）重大事故等時に使用するポンプの取水性

水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能



への影響を防止する設計とする。そのため、非常用海水ポンプ（残留熱除去系海水ポンプ、非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ）の津波防護設計については、「1.4.1 設計基準対象施設の津波防護方針」を適用する。

緊急用海水ポンプについては、非常用取水設備のS A用海水ピット取水塔、海水引込み管及びS A用海水ピット）を流路として使用する設計であり、基準津波による引き波時に、取水箇所であるS A用海水ピット取水塔の天板位置が一時的に海面より低い状況となる可能性があるが、この時点で緊急用海水ポンプは運転していないため、基準津波による水位変動に伴う取水性への影響はない。

S A用海水ピット取水塔は、地下に設置すること及び内管を設置することで、漂流物による取水性への影響がない設計とする。

基準津波に伴う取水口付近の漂流物に対する取水性確保については、「1.4.1 設計基準対象施設の津波防護方針」を適用する。第1.4.2-6図に漂流物評価フローを示す。

## (2) 津波の二次的な影響による海水ポンプの機能保持確認

基準津波による水位変動に伴う海底の砂移動・堆積及び漂流物に対して、非常用海水ポンプの通水性が確保できる設計とする。

基準津波による水位変動に伴う浮遊砂等の混入に対して、非常用海水ポンプ（残留熱除去系海水ポンプ、非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ）及び緊急用海水ポンプは機能保持できる設計とする。非常用海水ポンプについて、具体的には、「1.4.1 設計基準対象施設の津波防護方針」を適用する。

緊急用海水ポンプについては、取水箇所のS A用海水ピット取水塔に内管を設置することで、砂の堆積は抑制される設計であることから取水性への影



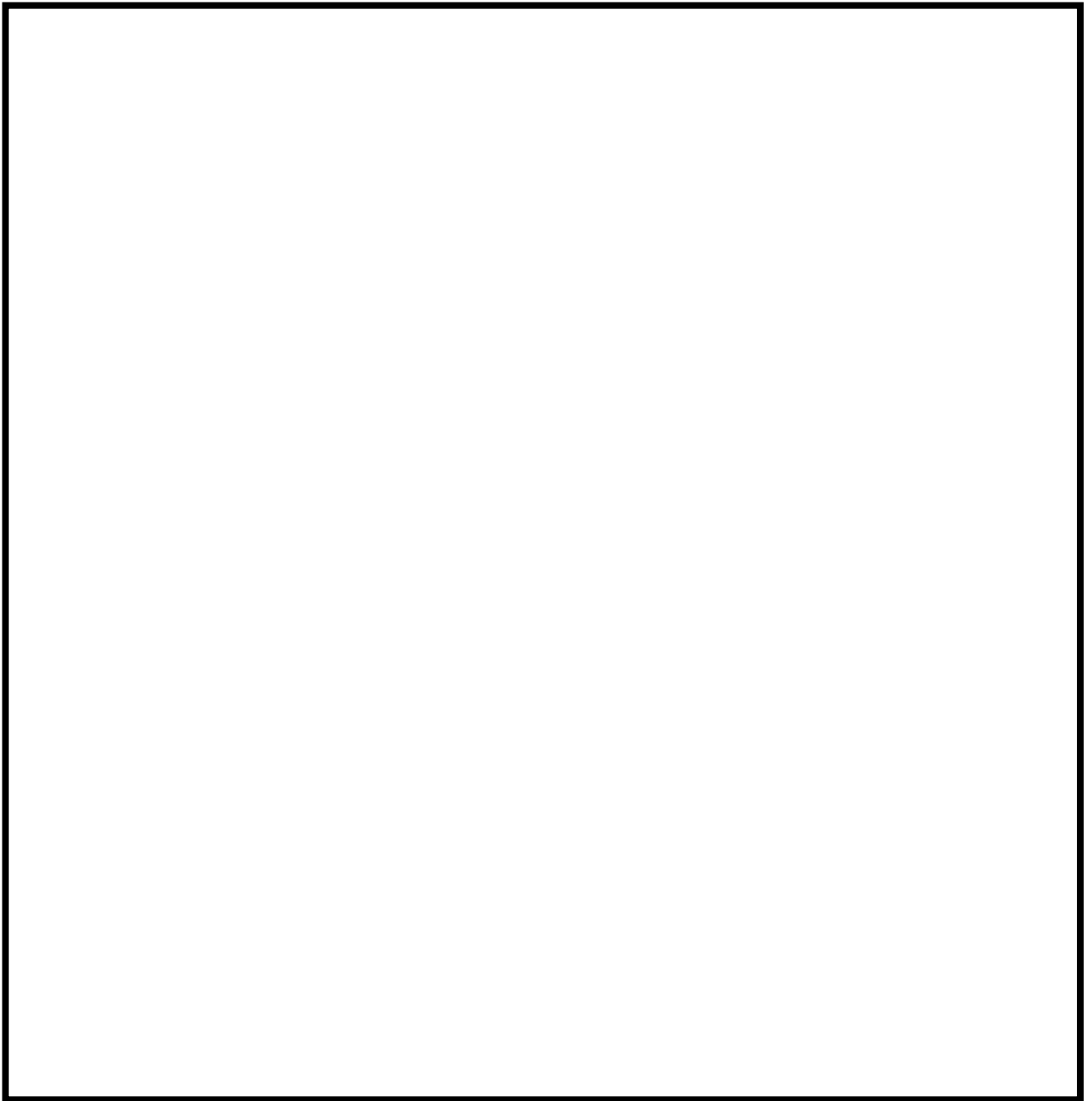
響はない。

基準津波に伴う緊急用海水ポンプピット部の浮遊砂濃度は、非常用海水ポンプの取水ピット部の濃度に対し十分低いこと及び基準津波第一波到達時点では緊急用海水ポンプを運転しないことから、基準津波による水位変動に伴い、浮遊砂が軸受に巻き込まれることによる取水性への影響はない。

#### 1.4.2.7 津波監視

津波の襲来を監視するために設置する津波監視設備の機能については、  
「1.4.1 設計基準対象施設の津波防護方針」を適用する。





第1.4.2-1図 重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区  
画



第1.4.2-1表 重大事故等対処施設（津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備を含む）の津波防護対象範囲（1/2）

範囲名称	説明	対象範囲
(1) 重大事故等対処施設の津波防護対象範囲（設計基準対象施設含む）	重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画と設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が同一範囲を津波から防護する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋</li> <li>・海水ポンプ室</li> </ul>
(2) 可搬型重大事故等対処設備の津波防護対象範囲	(1)を除く可搬型重大事故等対処設備を内包する区画を津波から防護する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型設備保管場所（西側及び南側）</li> </ul>
(3) 重大事故等対処施設のみの津波防護対象範囲	(1)及び(2)を除く重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画を津波から防護する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急時対策所</li> <li>・格納容器圧力逃がし装置（地下格納槽）</li> <li>・常設低圧代替注水系格納槽</li> <li>・軽油貯蔵タンク（地下式）</li> <li>・緊急用海水ポンプピット</li> <li>・西側接続口（地下格納槽）</li> <li>・東側接続口</li> <li>・常設代替高圧電源装置置場</li> </ul>



第1.4.2-1表 重大事故等対処施設（津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備を含む）の津波防護対象範囲（2/2）

<p>(4) 津波防護施設，浸水防止設備 及び津波監視設備</p>	<p>津波防護施設，浸水防止設備 及び津波監視設備については， 入力津波に対して機能を 保持できることが必要である。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 取水路点検用開口部浸水防止蓋</li> <li>・ 海水ポンプグランドドレン排水口逆止弁</li> <li>・ 取水ピット空気抜き配管逆止弁</li> <li>・ 放水路ゲート及び放水路ゲート点検用開口部浸水防止蓋</li> <li>・ S A 用海水ピット開口部浸水防止蓋</li> <li>・ 緊急用海水ポンプピット点検用開口部浸水防止蓋</li> <li>・ 緊急用海水ポンプグランドドレン排水口逆止弁</li> <li>・ 緊急用海水ポンプ室床ドレン排水口逆止弁</li> <li>・ 防潮堤及び防潮扉下部貫通部止水処置</li> <li>・ 貯留堰</li> <li>・ 海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋</li> <li>・ 原子炉建屋境界地下階の貫通部止水処置</li> <li>・ 海水ポンプ室壁の貫通部止水処置</li> <li>・ 潮位計</li> <li>・ 取水ピット水位計</li> <li>・ 津波監視カメラ</li> </ul>
---------------------------------------	--	--



第 1. 4. 2-2 表 各津波防護対策の設備分類と設置目的 (1/2)

津波防護対策		設備分類	設置目的
防潮堤及び防潮扉（防潮堤道路横断部に設置）		津波防護施設	・ 基準津波による遡上波が設計基準対象施設の津波防護対象設備の設置された敷地に到達・流入することを防止する。
放水路ゲート			・ 放水路からの流入津波が放水路ゲート及び放水ピットの点検用開口部（上流側）、放水ピット並びに放水ピット及び放水路に接続される配管貫通部を経由し、設計基準対象施設の津波防護対象設備の設置された敷地に流入することを防止する。
構内排水路逆流防止設備			・ 構内排水路からの流入津波が集水枡を経由し、設計基準対象施設の津波防護対象設備の設置された敷地に流入することを防止する。
貯留堰			・ 引き波時において、非常用海水ポンプによる補機冷却に必要な海水を確保し、非常用海水ポンプの機能を保持する。
取水路	取水路点検用開口部浸水防止蓋	浸水防止設備	・ 取水路からの流入津波が取水路の点検用開口部を経由し、海水ポンプ室側壁外側に流入することにより、隣接する海水ポンプ室への浸水を防止する。
海水ポンプ室	海水ポンプグランドドレン排出口逆止弁		・ 取水路からの流入津波が海水ポンプグランドドレン排出口を経由し、海水ポンプ室に流入することを防止する。
	取水ピット空気抜き配管逆止弁		・ 取水路からの流入津波が取水ピット空気抜き配管を経由し、循環水ポンプ室に流入することにより、隣接する海水ポンプ室への浸水を防止する。
	海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋		・ 地震による非常用海水系配管（戻り管）の損傷及び屋外タンクからの溢水がケーブル点検口を経由し、海水ポンプ室に流入することを防止する。
	貫通部止水処置		・ 地震による循環水ポンプ内の循環水系等配管の損傷に伴う溢水が、貫通部を経由して隣接する海水ポンプ室に流入することを防止する。
放水路	放水路ゲート点検用開口部浸水防止蓋		・ 放水路からの流入津波が放水路ゲートの点検用開口部（下流側）を経由し、設計基準対象施設の津波防護対象設備の設置された敷地に流入することを防止する。
S A用海水ピット	S A用海水ピット開口部浸水防止蓋	・ 海水取水路からの流入津波がS A用海水ピット開口部を経由し、設計基準対象施設の津波防護対象設備の設置された敷地に流入することを防止する。	



第 1. 4. 2-2 表 各津波防護対策の設備分類と設置目的 (2/2)

津波防護対策		設備 分類	設置目的
緊急用海水ポンプ室	緊急用海水ポンプピット点検用開口部浸水防止蓋	浸水 防止 設備	・ 緊急用海水取水管及び海水取水路からの流入津波が緊急用海水ポンプのグランドドレンの排出口、緊急用海水ポンプ室の床ドレン排出口、点検用開口部を經由し、設計基準対処施設の津波防護対象設備の設置された敷地に流入することを防止する。
	緊急用海水ポンプグランドドレン排出口逆止弁		
	緊急用海水ポンプ室床ドレン排出口逆止弁		
防潮堤、 防潮扉	貫通部止水処置	浸水 防止 設備	・ 防潮堤及び防潮扉を取り付けるコンクリート躯体下部の貫通部から設計基準対象施設の津波防護対象設備の設置された敷地に津波が流入することを防止する。  ・ 地震によるタービン建屋内及び非常用海水系配管カルバート等の循環水系等機器・配管の損傷に伴う溢水が、浸水防護重点化範囲に流入することを防止する。
原子炉 建屋境界	貫通部止水処置		
津波監視カメラ		津波 監視 設備	・ 地震発生後、津波が発生した場合に、その影響を俯瞰的に把握する。
取水ピット水位計			
潮位計			



第 1.4.2-3 表 津波の流入経路特定結果

流入経路		流入箇所
a. 取水路	(a) 海水系	①取水路点検用開口部 ②海水ポンプグランドドレン排出口 ③非常用海水ポンプグランド減圧配管基礎フランジ貫通部 ④常用海水ポンプグランド減圧配管基礎フランジ貫通部 ⑤非常用海水ポンプ及び常用海水ポンプ据付面（スクリーン洗浄水ポンプ及び海水電解装置用海水ポンプ含む） ⑥取水ピット水位計※ <sup>1</sup> 据付面
	(b) 循環水系	①取水ピット空気抜き配管 ②循環水ポンプ据付面
b. 海水引込み管※ <sup>2</sup>	(a) 海水系	① S A 用海水ピット開口部
c. 緊急用海水取水管※ <sup>3</sup>	(a) 海水系	①緊急用海水ポンプピット点検用開口部 ②緊急用海水ポンプグランドドレン排出口 ③緊急用海水ポンプ室床ドレン排出口 ④緊急用海水ポンプ減圧配管基礎フランジ貫通部 ⑤緊急用海水ポンプ据付面
c. 放水路	(a) 海水系	①放水ピット上部開口部 ②放水路ゲート点検用開口部 ③海水配管（放水ピット接続部）
	(b) 循環水系	①放水ピット上部開口部（c. (a)①と同じ） ②放水路ゲート点検用開口部（c. (a)②と同じ） ③循環水管（放水ピット接続部）
	(c) その他の排水管	①液体廃棄物処理系放出管 ②排ガス洗浄廃液処理設備放出管 ③構内排水路排水管
d. 構内排水路		①集水枡等
e. その他		①防潮堤及び防潮扉の地下部を貫通する配管等の貫通部（予備貫通部含む） ②東海発電所（廃止措置中）取水路及び放水路

※ 1：後述する津波監視設備として設置する水位計

※ 2：重大事故等対処施設として設置する S A 用海水ピット及び緊急海水用海水系の取水路

※ 3：重大事故対処設備として設置する緊急用海水系の取水路



第 1.4.2-4 表 取水路からの流入評価結果

系統	流入経路	入力津波 高さ※ <sup>1</sup> (T.P. +m)	状 況	評価
(a) 海水系	i) 取水路点検用開口部	19.4	当該経路から津波が流入する可能性があるため、開口部に対し、浸水防止蓋を設置する※ <sup>2</sup>	取水路から津波は流入しない
	ii) 海水ポンプグラント dren 排出口		当該経路から津波が流入する可能性があるため、逆止弁を設置する※ <sup>2</sup>	
	iii) 非常用海水ポンプグラント減圧配管基礎フランジ貫通部		当該貫通部は、ポンプ基礎フランジとフランジ取り合いで、取付ボルトにより密着させる構造であるため、十分な水密性がある。	
	iv) 常用海水ポンプグラント減圧配管基礎フランジ貫通部		据付面のポンプ基礎フランジは、ベースプレートとフランジ取り合いで、基礎ボルトにより密着させる構造であるため、十分な水密性がある。	
	v) 海水ポンプ据付面		水位計フランジは、鋼製スリーブの取付座とフランジ取り合いで、取付ボルトで密着させる構造であるため、十分な水密性がある。	
	vi) 取水ピット水位計据付面		取水ピット空気抜き配管から津波が流入する可能性があるため、当該配管に逆止弁を設置する。※ <sup>2</sup>	
(b) 循環水系	i) 取水ピット空気抜き配管	19.4	据付面のポンプ基礎フランジは、ベースプレートとフランジ取り合いで、基礎ボルトにより密着させる構造であるため、十分な水密性がある。	
	ii) 循環水ポンプ据付面			

※ 1 : 潮位のばらつき (+0.18m) 及び入力津波の計算上のばらつきを考慮した入力津波高さ

※ 2 : 対策に当たっては、入力津波高さ T.P. +19.4m に参照する裕度+0.65m を加えた T.P. +20.05m 以上の水頭圧を設計した設計とする。



第 1.4.2-5 表 海水引込み管からの流入評価結果

系統	流入経路	入力津波 高さ※ <sup>1</sup> (T.P. +m)	状 況	評価
(a) 海水系	i) S A 用海水ピット 開口部	9.1	当該経路から津波が流入する可能性があるため、開口部に対し、浸水防止蓋を設置する※ <sup>2</sup>	海水引込み管から津波は流入しない

※ 1 : 潮位のばらつき (+0.18m) 及び入力津波の計算上のばらつきを考慮した入力津波高さ

※ 2 : 対策に当たっては、入力津波高さ T.P. +9.1m に参照する裕度 +0.65m を加えた T.P. +9.75m 以上の水頭圧を設計した設計とする。

第 1.4.2-6 表 緊急用海水取水管からの流入評価結果

系統	流入経路	入力津波 高さ※ <sup>1</sup> (T.P. +m)	状 況	評価
(a) 海水系	i) 緊急用海水ポンプ ピット点検用開口部	9.5	当該経路から津波が流入する可能性があるため、開口部に対し、浸水防止蓋を設置する※ <sup>2</sup>	緊急用海水取水管から津波は流入しない
	ii) 緊急用海水ポンプ グラウンド dren 排出口		当該経路から津波が流入する可能性があるため、逆止弁を設置する※ <sup>2</sup>	
	iii) 緊急用海水ポンプ室 床 dren 排出口		当該経路から津波が流入する可能性があるため、逆止弁を設置する※ <sup>2</sup>	
	iv) 緊急用海水ポンプ グラウンド減圧配管 基礎フランジ貫通部		当該貫通部は、ポンプ基礎フランジとフランジ取り合いで、取付ボルトにより密着させる構造であるため、十分な水密性がある。	
	v) 緊急用海水ポンプ 据付面		据付面のポンプ基礎フランジは、ベースプレートとフランジ取り合いで、基礎ボルトにより密着させる構造であるため、十分な水密性がある。	

※ 1 : 潮位のばらつき (+0.18m) 及び入力津波の計算上のばらつきを考慮した入力津波高さ

※ 2 : 対策に当たっては、入力津波高さ T.P. +9.5m に参照する裕度 +0.65m を加えた T.P. +10.15m 以上の水頭圧を設計した設計とする。



第 1.4.2-7 表 放水路からの流入評価結果

系統	流入経路	入力津波 高さ※ <sup>1</sup> (T. P. + m)	状 況	評価
(a) 海水系	i) 放水ピット上部開口部	19.3	当該経路から津波が流入する可能性があるため、放水路ゲートにより放水路を閉止し、津波が流入することを防止する※ <sup>2</sup>	放水路から津波は流入しない
	ii) 放水路ゲート点検用開口部 (上流側)		当該経路から津波が流入する可能性があるため、開口部に対し、浸水防止蓋を設置する。※ <sup>2</sup>	
	iii) 放水路ゲート点検用開口部 (下流側)			
	iv) 海水配管 (放水ピット接続部)			
	v) 海水配管 (放水路接続部)			
(b) 循環水系	i) 放水ピット上部開口部 ((a) i)と同じ。)		当該経路から津波が流入する可能性があるため、放水路ゲートにより放水路を閉止し、津波が流入することを防止する※ <sup>2</sup>	
	ii) 放水路ゲート点検用開口部 (上流側) ((a) ii)と同じ。)			
	iii) 放水路ゲート点検用開口部 (下流側) ((a) iii)と同じ。)		当該経路から津波が流入する可能性があるため、開口部に対し、浸水防止蓋を設置する。※ <sup>2</sup>	
	iv) 循環水管 (放水ピット接続部)		当該経路から津波が流入する可能性があるため、放水路ゲートにより放水路を閉止し、津波が流入することを防止する※ <sup>2</sup>	
(c) その他の排水配管	i) その他の配管 (液体廃棄物処理系放出管, 排ガス洗浄廃液処理設備放出管, 構内排水路排出管)			

※ 1 : 潮位のばらつき (+0.18m) 及び入力津波の計算上のばらつきを考慮した入力津波高さ

※ 2 : 対策に当たっては、入力津波高さ T. P. + 19.3m に参照する裕度 +0.65m を加えた T. P. + 19.95m 以上の水頭圧を設計した設計とする



第 1.4.2-8 表 構内排水路からの流入評価結果

系統	流入経路	入力津波 高さ※ <sup>1</sup> (T. P. +m)	状 況	評価
構内排水路	構内排水路 (放水ピット) 経路①	—	「c. 放水路からの流入経路について」にて述べたとおり，放水路に対し，放水路ゲートを設置する。	構内排水路から津波は流入しない
構内排水路	構内排水路（北側） 経路②	15.4	当該経路から津波が流入する可能性があるため，構内排水路に対し，逆流防止設備を設置する※ <sup>2</sup>	構内排水路から津波は流入しない
構内排水路	構内排水路（東側） 経路③～⑦	17.9	当該経路から津波が流入する可能性があるため，構内排水路に対し，逆流防止設備を設置する※ <sup>2</sup>	構内排水路から津波は流入しない

※ 1：潮位のばらつき（+0.18m）及び入力津波の計算上のばらつきを考慮した入力津波高さである。

※ 2：対策に当たって，北側については入力津波高さ T. P. +15.4m に参照する裕度+0.65m を加えた T. P. +16.05m 以上の水頭圧を設計した設計とし，東側については入力津波高さ T. P. +17.9m に参照する裕度+0.65m を加えた T. P. +18.55m 以上の水頭圧を設計した設計とする。



第1.4.2-9表 特定した流入経路に対して実施する浸水対策（1／2）

区分・系統		流入経路	設置場所	浸水対策
a．取水路	(a) 海水系	①取水路点検用開口部	取水ピット上版	浸水防止蓋
		②海水ポンプグラントドレン排出口	海水ポンプ室	逆止弁
	(b) 循環水系	①取水ピット空気抜き配管	循環水ポンプ室	逆止弁
b．海水引込み管	(a) 海水系	①S A用海水ピット開口部	S A用海水ピット	浸水防止蓋
c．緊急用海水取水管	(a) 海水系	①緊急用海水ポンプ室床ドレン排出口	緊急用海水ポンプピット上版	逆止弁
		②緊急用海水ポンプグラントドレン排出口	緊急用海水ポンプピット上版	逆止弁
		③緊急用海水ポンプピット点検用開口部	緊急用海水ポンプピット上版	浸水防止蓋
d．放水路	(a) 海水系	①放水ピット上部開口部	放水ピット	放水路ゲート
		②海水配管（放水ピット接続部）	放水ピット	放水路ゲート
		③海水配管（放水路接続部）	放水路	放水路ゲート
		④放水路ゲート点検用開口部（上流側）	放水路	放水路ゲート
		⑤放水路ゲート点検用開口部（下流側）	放水路	浸水防止蓋
	(b) 循環水系	①放水ピット上部開口部	放水ピット	放水路ゲート
		②放水路ゲート点検用開口部（上流側）	放水路	放水路ゲート
		③放水路ゲート点検用開口部（下流側）	放水路	浸水防止蓋
	(c) その他の配管	①液体廃棄物処理系放出管（放水ピット接続部）	放水ピット	放水路ゲート
		②排ガス洗浄廃液処理設備放出管（放水ピット接続部）	放水ピット	放水路ゲート
		③構内排水路排水管（放水ピット接続部）	放水ピット	放水路ゲート



第1.4.2-9表 特定した流入経路に対して実施する浸水対策（2／2）

区分・系統	流入経路	設置場所	浸水対策
e．構内排水路	①集水枡等	放水ピット	閉止ゲート
		防潮堤境界	逆流防止設備
f．その他	<p>&lt;循環水ポンプ室&gt; ①循環水ポンプ室内の循環水系等配管</p> <p>&lt;防潮堤・防潮扉&gt; ②防潮堤又は防潮扉の地下部を貫通する配管等の貫通部（予備貫通部含む）</p> <p>&lt;原子炉建屋境界&gt; ③タービン建屋内及び非常用海水系配管カルバート等の循環水系等機器・配管</p> <p>&lt;その他&gt; ④取水ピット水位計の据付部 ⑤東海発電所（廃止措置中）取水路及び放水路</p>	<p>&lt;循環水ポンプ室&gt; ①循環水ポンプ室</p> <p>&lt;防潮堤・防潮扉&gt; ② 防潮堤，防潮扉</p> <p>&lt;原子炉建屋境界&gt; ③ 原子炉建屋境界</p> <p>&lt;その他&gt; ④取水路 ⑤東海発電所（廃止措置中）取水路及び放水路</p>	貫通部 止水処置

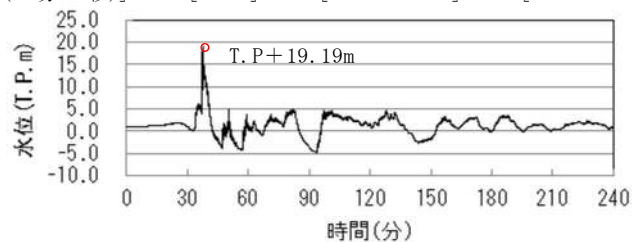


第1.4.2-10表 津波防護対象範囲の分類

範囲名称	説明	対象範囲
(1) 重大事故等対処施設の津波防護対象範囲（設計基準対象施設含む）	重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画と設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が同一範囲	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋</li> <li>・海水ポンプ室</li> </ul>
(2) 可搬型重大事故等対処設備の津波防護対象範囲	(1)を除く可搬型重大事故等対処設備を内包する建屋及び区画	<ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型設備保管場所（西側及び南側）</li> </ul>
(3) 重大事故等対処施設のための津波防護対象範囲	(1)及び(2)を除く重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画	<ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置格納槽</li> <li>・常設代替海水取水設備</li> <li>・常設代替高圧電源設備置場</li> <li>・常設低圧代替注水系格納槽</li> <li>・西側接続口格納槽</li> <li>・東側接続口</li> <li>・緊急時対策所</li> <li>・S A用海水ピット</li> </ul>
(4) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備	津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備については、入力津波に対して機能を保持できることが必要	<p>防潮堤及び防潮扉（防潮堤道路横断部に設置）  放水路ゲート  構内排水路逆流防止設備  貯留堰取水路点検用開口部浸水防止蓋  海水ポンプグランドドレン排出口逆止弁  取水ピット空気抜き配管逆止弁  海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋  貫通部止水処置  放水路ゲート点検用開口部浸水防止蓋  S A用海水ピット開口部浸水防止蓋  緊急用海水ポンプピット点検用開口部浸水防止蓋  緊急用海水ポンプグランドドレン排出口逆止弁  緊急用海水ポンプ室床ドレン排出口逆止弁  津波監視カメラ  取水ピット水位計  潮位計</p>



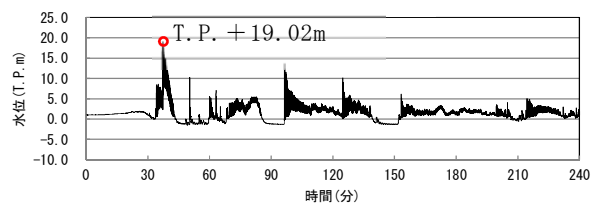
$$[T.P. + 19.19m \text{ (37 分 25 秒)}] + [0.18m] = [T.P. + 19.37m] < [T.P. + 19.4m]$$



取水ピットにおける上昇側の入力津波の時刻歴波形

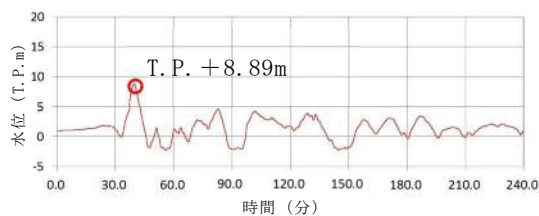
$$[T.P. + 19.01m \text{ (37 分 42 秒)}] + [0.18m] = [T.P. + 19.19m] < [T.P. + 19.3m]$$

B 水路（中央）



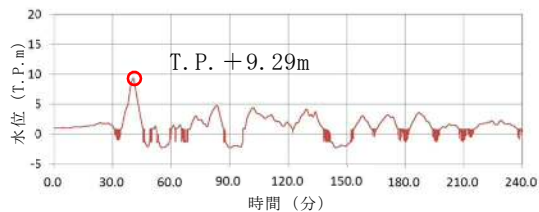
放水路ゲート設置箇所における上昇側の入力津波の時刻歴波形

$$[T.P. + 8.89m \text{ (40 分 2 秒)}] + [0.18m] = [T.P. + 9.07m] < [T.P. + 9.1m]$$



S A用海水ピットにおける上昇側の入力津波の時刻歴波形

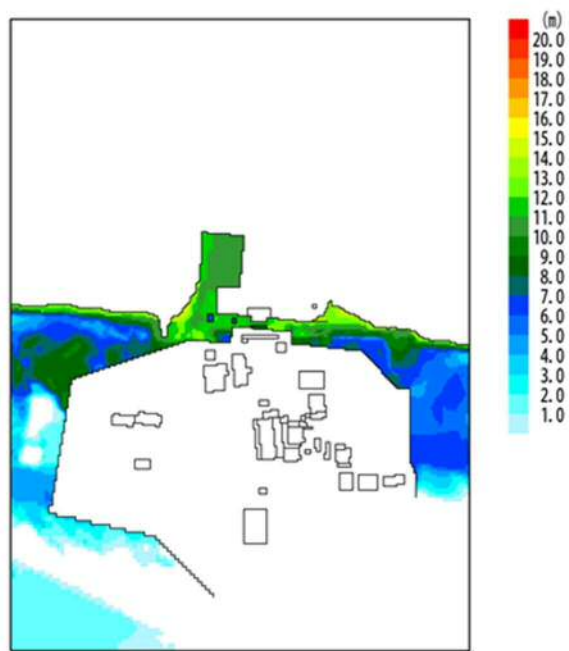
$$[T.P. + 9.29m \text{ (40 分 29 秒)}] + [0.18m] = [T.P. + 9.47m] < [T.P. + 9.5m]$$



緊急用海水ポンプピットにおける上昇側の入力津波の時刻歴波形

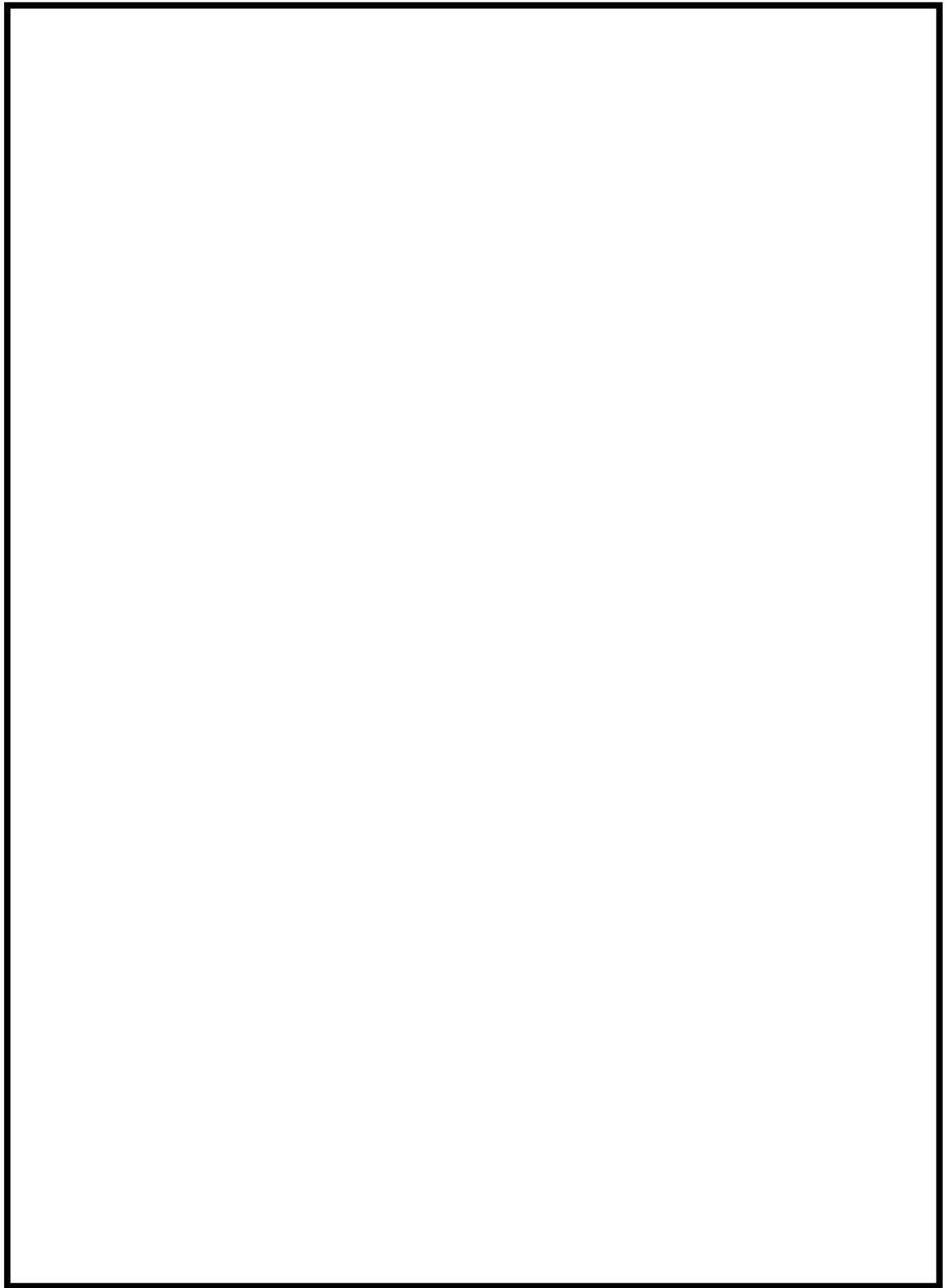
第 1. 4. 2-2 図 上昇側の入力津波の時刻歴波形





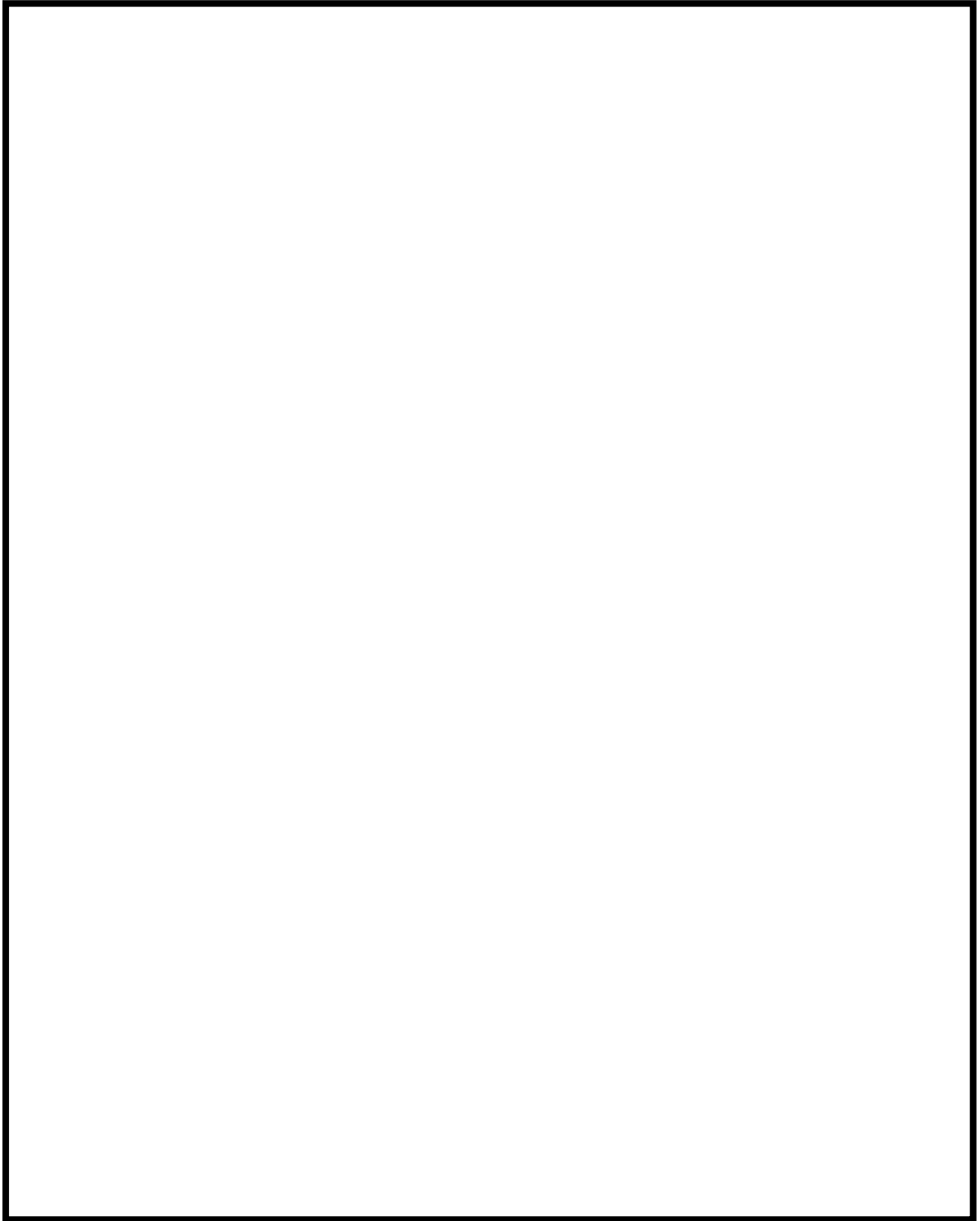
第1. 4. 2-3図 基準津波による最大浸水深分布





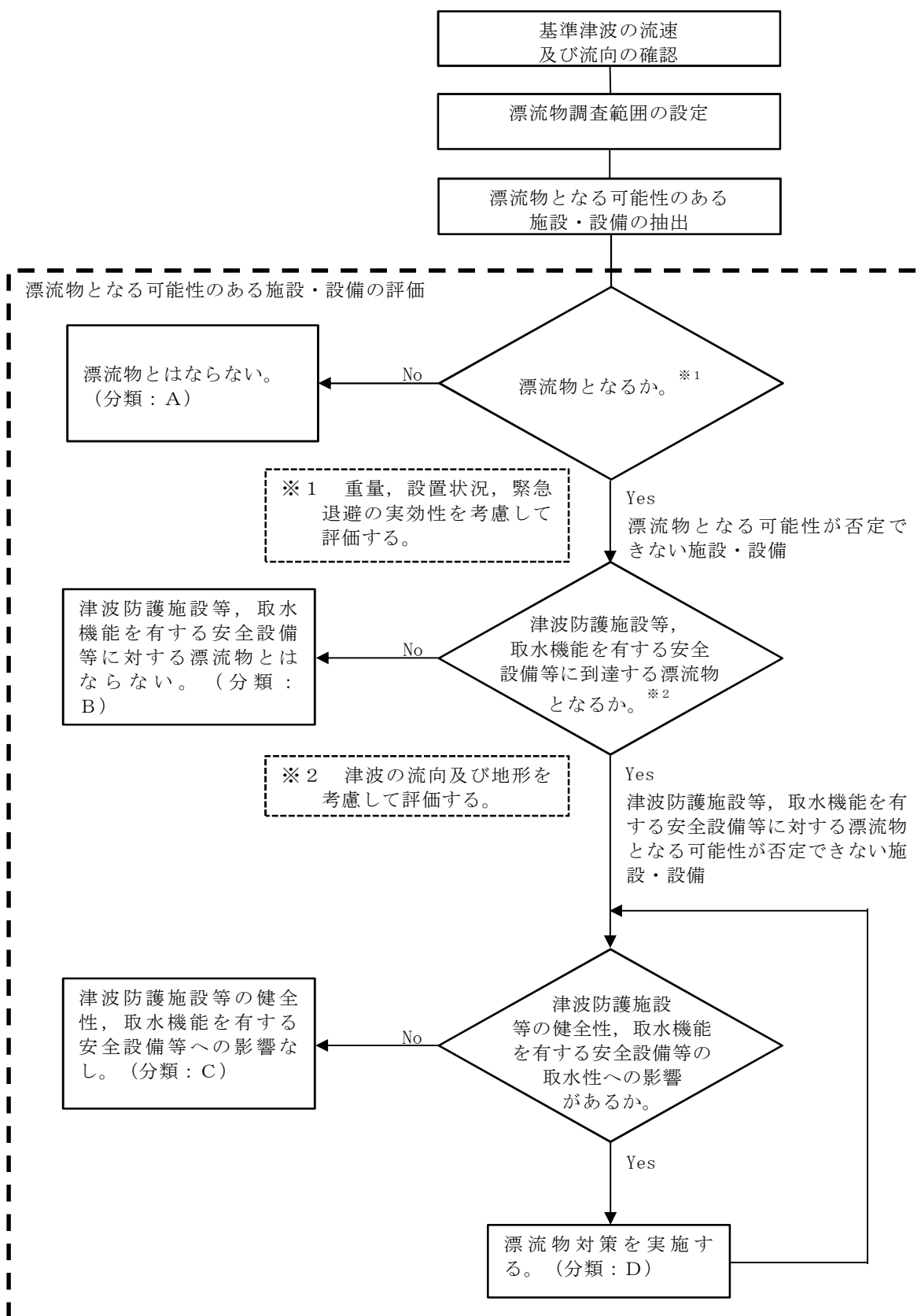
第1.4.2-4図 敷地の特性に応じた津波防護の概要（全体図）





第1.4.2-5図 敷地の特性に応じた津波防護の概要（詳細図）





津波防護施設等：津波防護施設，浸水防止設備，津波監視設備を示す。

取水機能を有する安全設備等：海水取水機能を有する非常用海水ポンプ，非常用海水配管等を示す。

第 1. 4. 2-6 図 漂流物評価フロー



第 1.4.2-11 表 浸水防止設備の種類と設置位置

	種 類※1	設置位置	箇所数
外郭防護に係る 浸水防止設備	取水路点検用開口部浸水防止蓋	・取水ピット上版	10
	海水ポンプグランドドレン排出口逆止弁	・海水ポンプ室床面	2
	取水ピット空気抜き配管逆止弁	・循環水ポンプ室床面	3
	S A用海水ピット開口部浸水防止蓋	・S A用海水ピット内上部	6
	緊急用海水ポンプピット点検用開口部浸水防止蓋	・緊急用海水ポンプ室床面	1
	緊急用海水ポンプグランドドレン排出口逆止弁	・緊急用海水ポンプ室床面	1
	緊急用海水ポンプ室床ドレン排出口逆止弁	・緊急用海水ポンプ室床面	1
	放水路ゲート点検用開口部浸水防止蓋	・放水路上版 (放水路ゲート下流側)	3
	貫通部止水処置	・防潮堤及び防潮扉を取り付けるコンクリート躯体下部	5
内郭防護に係る 浸水防止設備	海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋	・海水ポンプ室	3
	貫通部止水処置	・海水ポンプ室	—
		・原子炉建屋境界壁	—

※1 上記以外の東海発電所取水路・放水路に対しては、コンクリート充てんによる閉鎖を行うことにより津波の流入が生じないため、浸水防止設備の対象外とする。



第1. 4. 2-12表 浸水防護設備の設備仕様一覧

(1) 防潮堤

種類	防潮堤
材料	①鋼製防護壁 ②鉄筋コンクリート壁 ③鋼管杭鉄筋コンクリート壁
個数	1

(2) 取水路点検用開口部浸水防止蓋

種類	鋼製蓋
材料	ステンレス鋼
個数	10

(3) 海水ポンプグラウンド dren 排出口逆止弁

種類	フロート式逆止弁
材料	鋼製
個数	2

(4) 取水ピット空気抜き配管逆止弁

種類	フロート式逆止弁
材料	鋼製
個数	3

(5) S A用海水ピット開口部浸水防止蓋

種類	鋼製蓋
----	-----



材料 鋼製

個数 6

(6) 緊急用海水ポンプピット点検用開口部浸水防止蓋

種類 鋼製蓋

材料 鋼製

個数 1

(7) 緊急用海水ポンプグラントドレン排出口逆止弁

種類 フロート式逆止弁

材料 鋼製

個数 1

(8) 緊急用海水ポンプ室床ドレン排出口逆止弁

種類 フロート式逆止弁

材料 鋼製

個数 1

(9) 放水路ゲート点検用開口部浸水防止蓋

種類 鋼製蓋

材料 鋼製

個数 3

(10) 貫通部止水処置

- ・防潮堤及び防潮扉を取り付けるコンクリート躯体下部



種類	充てん構造
材料	モルタル
個数	5

(11) 海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋

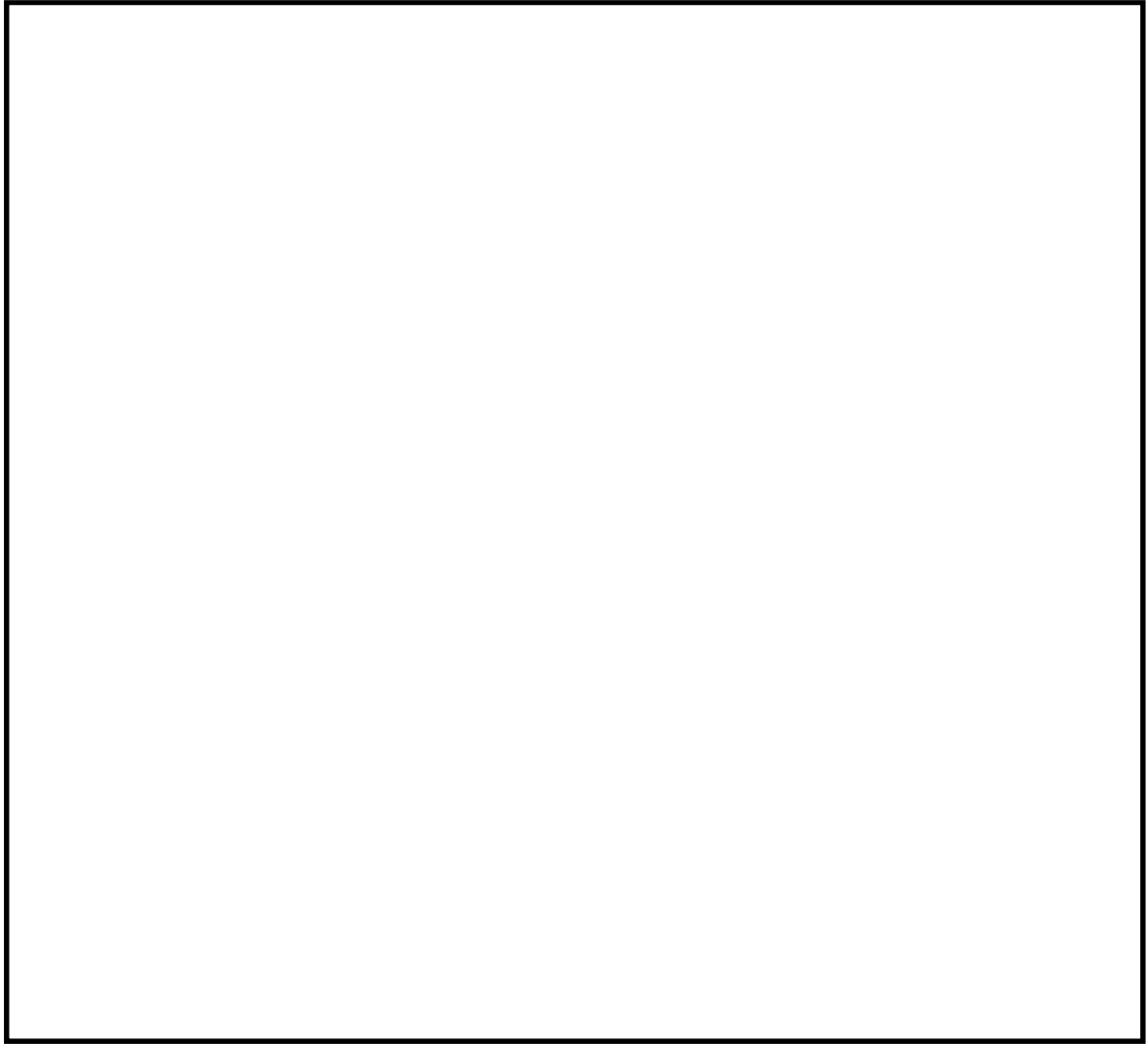
種類	鋼製蓋
材料	鋼製
個数	3

(12) 貫通部止水処置

- ・ 海水ポンプ室
- ・ 原子炉建屋境界壁

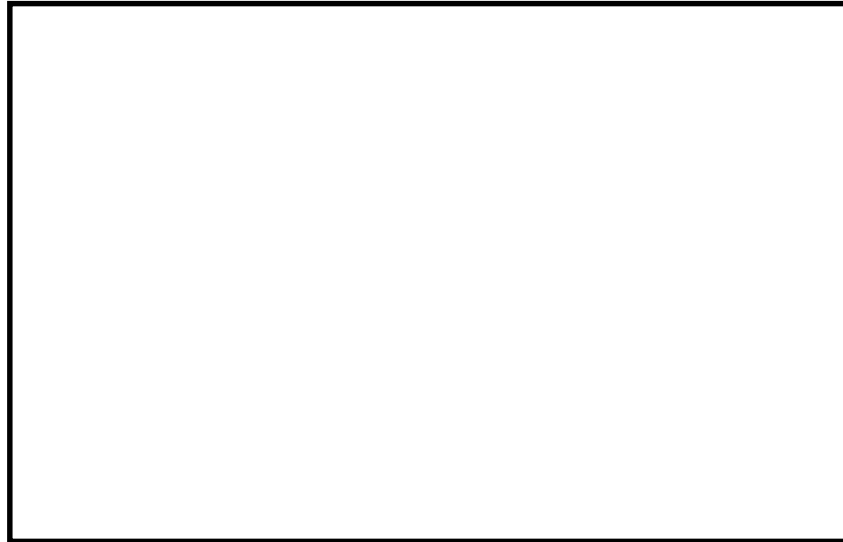
種類	充てん構造，ブーツ構造及び閉止構造
材料	ウレタンゴム又はシリコンゴム，ラバーブーツ，鋼製蓋
個数	一式



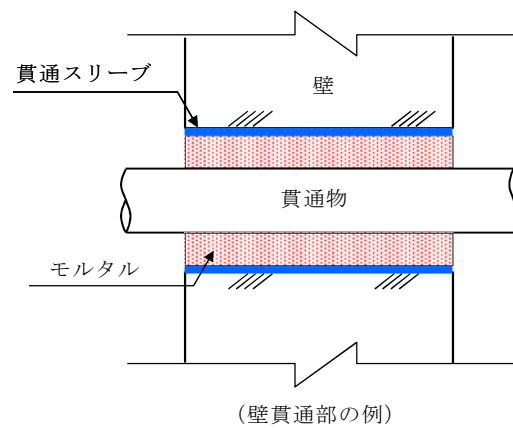


第1. 4. 2-7図 取水路点検用開口部浸水防止蓋構造図



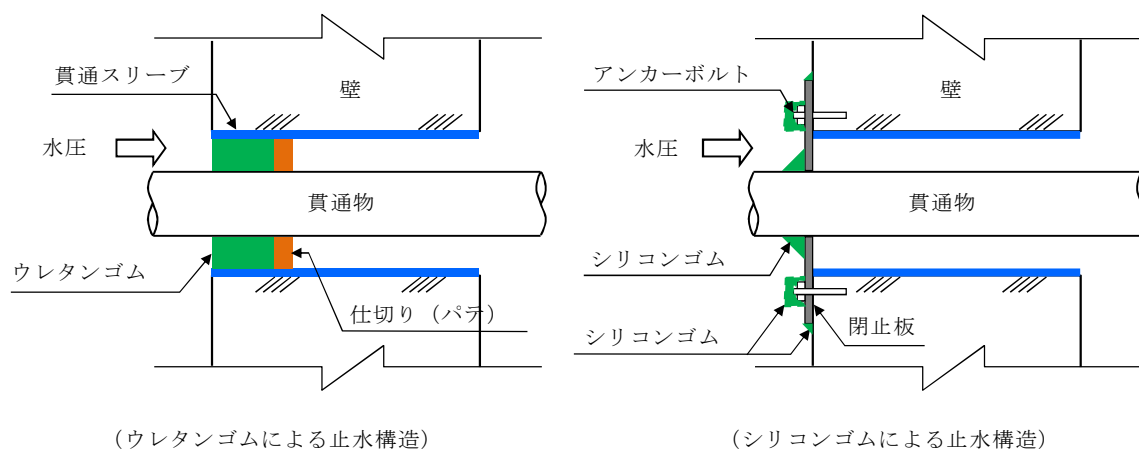


第1.4.2-8図 海水ポンプグランド dren 排出口逆止弁構造図



第1.4.2-9図 充てん構造（モルタル）の標準的な構造図





第 1. 4. 2-10 図 充てん構造（ウレタンゴム又はシリコンゴム）  
の標準的な構造図



第1.4.2-13表 入力津波高さ一覧表

区分	設定位置	設定水位
上昇側水位	①防潮堤前面（敷地側面北側）	T. P. + 15. 2m <sup>※ 1</sup> （T. P. + 15. 4m） ※ 2
	②防潮堤前面（敷地前面東側）	T. P. + 17. 7m <sup>※ 1</sup> （T. P. + 17. 9m） ※ 2
	③防潮堤前面（敷地側面南側）	T. P. + 16. 6m <sup>※ 1</sup> （T. P. + 16. 8m） ※ 2
	④取水ピット	T. P. + 19. 19m <sup>※ 1</sup> （T. P. + 19. 4m） ※ 2
	⑤放水路ゲート設置箇所	T. P. + 19. 01m <sup>※ 1</sup> （T. P. + 19. 3m） ※ 2
	⑥S A用海水ピット	T. P. + 8. 89m <sup>※ 1</sup> （T. P. + 9. 1m） ※ 2
	⑦緊急用海水系（地下格納槽）	T. P. + 9. 29m <sup>※ 1</sup> （T. P. + 9. 5m） ※ 2
	⑧格納容器圧力逃がし装置（地下格納槽）	T. P. + 9. 29m <sup>※ 1</sup> （T. P. + 9. 5m） ※ 2
	⑨常設低圧代替注水系格納槽（地下格納槽）	T. P. + 9. 29m <sup>※ 1</sup> （T. P. + 9. 5m） ※ 2
	⑩東側接続口	T. P. + 9. 29m <sup>※ 1</sup> （T. P. + 9. 5m） ※ 2
	⑪西側接続口（地下格納槽）	T. P. + 9. 29m <sup>※ 1</sup> （T. P. + 9. 5m） ※ 2
	⑫構内排水路逆流防止設備	T. P. + 17. 7m <sup>※ 1, 3</sup> （T. P. + 17. 9m） ※ 2, 3
T. P. + 15. 2m <sup>※ 1, 4</sup> （T. P. + 15. 4m） ※ 2, 4		
下降側水位	④取水ピット	T. P. − 5. 03m <sup>※ 1</sup> （T. P. − 5. 2m） ※ 2

※1 上昇側水位については、朔望平均満潮位T. P. +0.61m、2011年東北地方太平洋沖地震による地殻変動量（沈降）0.2m及び津波波源モデルの活動による地殻変動量（沈降）0.31mを考慮している。一方、下降側水位については、朔望平均干潮位T. P. -0.81m、2011年東北地方太平洋沖地震による地殻変動量（沈降）0.2mを考慮しているが、津波波源モデルの活動による地殻変動量（沈降）0.31mは、安全側の評価となるよう考慮していない。

※2 （ ）内は、各施設・設備において算定された数値を安全側に評価した値であり、①潮位のばらつき（上昇側水位：+0.18m、下降側水位：-0.16m）、②入力津波の数値計算上のばらつきを考慮している。

※3 防潮堤前面（敷地前面東側）の入力津波高さを使用している。

※4 防潮堤前面（敷地側面北側）の入力津波高さを使用している。



## 2.1.3 耐津波設計の基本方針【40条】

### < 添付資料 目次 >

#### 2.1.3.1 敷地の特性に応じた津波防護の基本方針

##### (1) 敷地の特性に応じた津波防護の基本方針

- a. 敷地への浸水防止(外郭防護1)
- b. 漏水による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止(外郭防護2)
- c. 重大事故等に対処するために必要な機能を有する施設の隔離(内郭防護)
- d. 水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止
- e. 津波監視

##### (2) 敷地の特性に応じた津波防護の概要

- a. 敷地への浸水防止(外郭防護1)
- b. 漏水による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止(外郭防護2)
- c. 重大事故等に対処するために必要な機能を有する施設の隔離(内郭防護)
- d. 水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止
- e. 津波監視

#### 2.1.3.2 敷地への浸水防止(外郭防護1)

##### (1) 遡上波の地上部からの到達, 流入の防止



- a. 遡上波の地上部からの到達, 流入の防止
- (2) 取水路, 放水路等の経路からの津波の流入防止
- 2.1.3.3 漏水による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止(外郭防護2)
  - (1) 漏水対策
  - (2) 安全機能への影響評価
  - (3) 排水設備設置の検討
- 2.1.3.4 重大事故等に対処するために必要な機能を有する施設の隔離(内郭防護)
  - (1) 浸水防護重点化範囲の設定
  - (2) 浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策
    - a. 屋外の溢水
      - (a) 循環水ポンプ室における循環水系配管からの溢水及び津波の流入
      - (b) 屋外における非常用海水系配管(戻り管)からの溢水及び津波の流入
      - (c) 屋外タンクからの溢水
    - b. 地下水による影響
      - (a) 循環水ポンプ室における循環水系配管からの溢水及び津波の流入
      - (b) 屋外における非常用海水系配管(戻り管)からの溢水及び津波の流入
      - (c) 地下水による影響
- 2.1.3.5 水変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止
  - (1) 非常用海水ポンプ及び緊急用海水ポンプの取水性
    - a. 非常用海水ポンプの取水性の評価方法及び評価結果



b. 緊急用海水ポンプの取水性の評価方法及び評価結果

(2) 津波の二次的な影響による重大事故等対処設備の機能保持確認

2.1.3.6 津波監視



## 2.1.3 耐津波設計の基本方針

### 2.1.3.1 敷地の特性に応じた津波防護の基本方針

#### 【規制基準における要求事項等】

敷地の特性に応じた津波防護の基本方針が，敷地及び敷地周辺全体図，施設配置図等により明示されていること。

津波防護施設，浸水防止設備，津波監視設備等として設置されるものの概要が網羅かつ明示されていること。

#### 【検討方針】

敷地の特性（敷地の地形，敷地周辺の津波の遡上，浸水状況等）に応じた津波防護の基本方針を，敷地及び敷地周辺全体図，施設配置図等により明示する。また，敷地の特性に応じた津波防護（津波防護施設，浸水防止設備，津波監視設備等）の概要（外郭防護の位置及び浸水想定範囲の設定，並びに内郭防護の位置及び浸水防護重点化範囲の設定等）について整理する。

#### 【検討結果】

##### (1) 敷地の特性に応じた津波防護の基本方針

敷地の特性に応じた津波防護の基本方針は以下のとおりとする。

##### a. 敷地への浸水防止（外郭防護 1）

重大事故等対処施設の津波防護対象施設（津波防護施設，浸水防止設備，津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画の設置された敷地において，基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また，取水路及び放



水路等の経路から流入させない設計とする。

- b. 漏水による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（外郭防護 2）

取水・放水施設及び地下部等において、漏水する可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定して、重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。

- c. 重大事故等に対処するために必要な機能を有する施設の隔離（内郭防護）

上記の二方針のほか、重大事故等対処施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画については、浸水対策を行うことにより津波による影響等から隔離する。

- d. 水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止

水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。

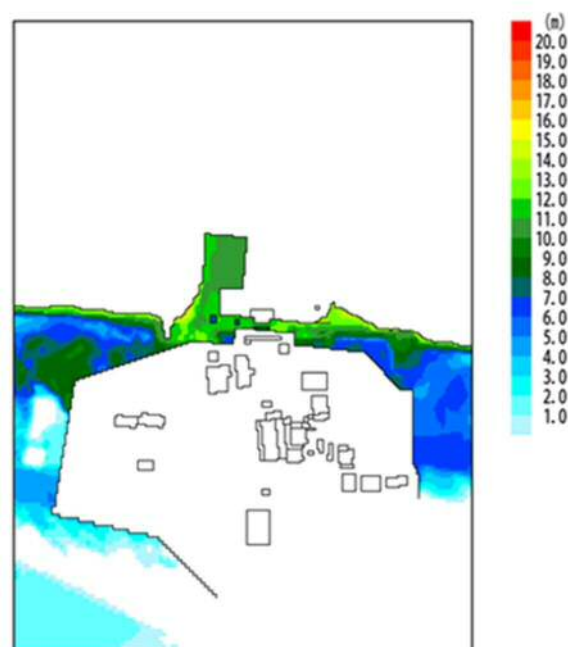
- e. 津波監視

敷地への津波の繰り返しの襲来を察知し、その影響を俯瞰的に把握できる津波監視設備を設置する。

## （2）敷地の特性に応じた津波防護の概要

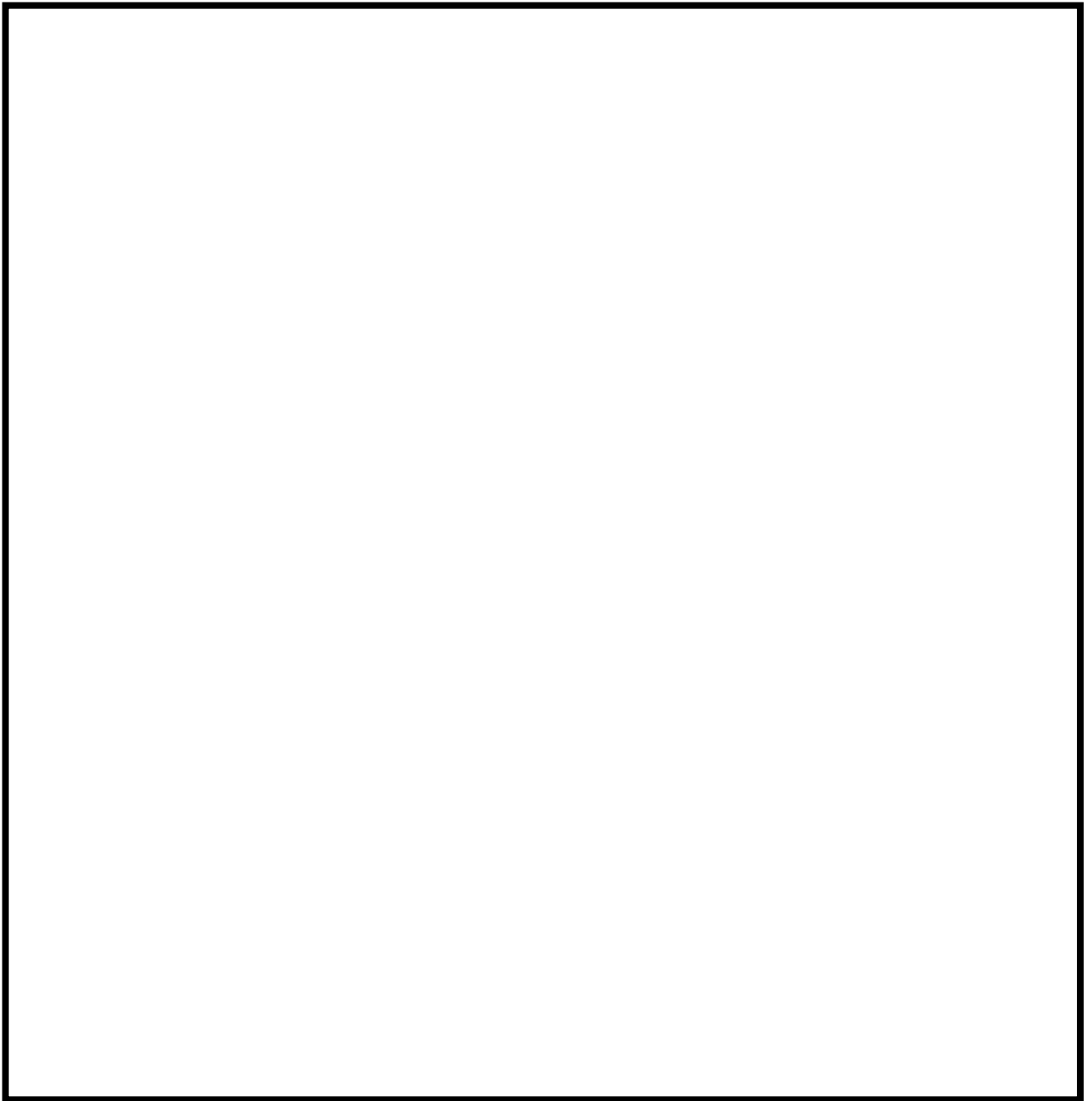


東海第二発電所の基準津波の遡上波による敷地及び敷地周辺の最高水位分布及び最大浸水深分布はそれぞれ第 2.1.3-1 図に示したとおりである。重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画として、「5 条 津波による損傷の防止 2. 設計基準対象施設の津波防護方針」で示した範囲に加え、緊急時対策所、可搬型設備保管場所（西側及び南側）、格納容器圧力逃がし装置（地下格納槽）、常設低圧代替注水系格納槽、軽油貯蔵タンク（地下式）、緊急用海水ポンプピット、西側接続口（地下格納槽）、東側接続口、常設代替高圧電源装置置場の区画を設置する設計とする。第 2.1.3-2 図に、重大事故等対処施設の津波防護対象範囲を示す。第 2.1.3-1 表に、重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画を示す。



第 2.1.3-1 図 基準津波による最大浸水深分布





第 2.1.3-2 図 重大事故等対処施設の津波防護対象範囲



第2.1.3-1表 重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する

建屋及び区画

範囲名称	説明	対象範囲
(1)設計基準対象施設の津波防護対象範囲（重大事故等対処施設含む）	重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画と設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が同一範囲を津波から防護する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋</li> <li>・海水ポンプ室</li> </ul>
(2)可搬型重大事故等対処設備の津波防護対象範囲	(1)を除く可搬型重大事故等対処設備を内包する区画を津波から防護する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型設備保管場所（西側及び南側）</li> </ul>
(3)重大事故等対処施設のための津波防護対象範囲	(1)及び(2)を除く重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画を津波から防護する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置（地下格納槽）</li> <li>・緊急用海水ポンプピット</li> <li>・常設代替高圧電源設備置場</li> <li>・軽油貯蔵タンク（地下式）</li> <li>・常設低圧代替注水系格納槽</li> <li>・西側接続口（地下格納槽）</li> <li>・東側接続口</li> <li>・緊急時対策所</li> <li>・S A用海水ピット</li> </ul>
(4)津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備	津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備については、入力津波に対して機能を保持できることが必要である。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・防潮堤及び防潮扉（防潮堤道路横断部に設置）</li> <li>・放水路ゲート</li> <li>・構内排水路逆流防止設備</li> <li>・貯留堰</li> <li>・取水路点検用開口部浸水防止蓋</li> <li>・海水ポンプグランドドレン排出口逆止弁</li> <li>・取水ピット空気抜き配管逆止弁</li> <li>・海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋</li> <li>・貫通部止水処置</li> <li>・放水路ゲート点検用開口部浸水防止蓋</li> <li>・S A用海水ピット開口部浸水防止蓋</li> <li>・緊急用海水ポンプピット点検用開口部浸水防止蓋</li> <li>・緊急用海水ポンプグランドドレン排出口逆止弁</li> <li>・緊急用海水ポンプ室床ドレン排出口逆止弁</li> <li>・津波監視カメラ</li> <li>・取水ピット水位計</li> <li>・潮位計</li> </ul>



以上を踏まえ、前項で示した基本方針に基づき構築した、重大事故等対処施設の敷地の特性に応じた津波防護の概要は以下のとおりである。

a . 敷地への浸水防止(外郭防護 1)

重大事故等対処施設の津波防護対象設備(津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。)を内包する建屋及び区画として、海水ポンプ室は T.P. + 3m の敷地、原子炉建屋、格納容器圧力逃がし装置(地下格納槽)、常設低圧代替注水系格納槽(地下格納槽)、緊急用海水ポンプピット、西側接続口(地下格納槽)、東側接続口は T.P. + 8m の敷地、常設代替高圧電源装置置場、軽油貯蔵タンク(地下式)を T.P. + 11m の敷地に設置する設計とする。また、緊急時対策所を T.P. + 23m の敷地、可搬型設備保管場所(西側及び南側)を T.P. + 23m 及び T.P. + 25m に設置する設計としており、津波による遡上波が到達・流入する可能性を考慮し、外郭防護として、敷地全体を取り囲む形で津波防護施設である防潮堤及び防潮扉を設置する設計とする。

取水路、放水路等の経路から、津波が流入する可能性のある経路(扉、開口部、貫通口等)を特定し、必要に応じて実施する浸水対策については「2. 設計基準対象施設の津波防護方針」を適用する。

b . 漏水による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止  
(外郭防護 2)

取水・放水設備及び地下部等において、漏水による浸水範囲を限



定し、重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。具体的には、「2. 設計基準対象施設の津波防護方針」を適用する。

格納容器圧力逃がし装置（地下格納槽）、常設低圧代替注水系格納槽、緊急用海水ポンプピットは、トレンチにより原子炉建屋と接続され、西側接続口（地下格納槽）は常設高圧電源車置場及び原子炉建屋とトレンチで接続されていることから、津波の侵入経路となる可能性があるが、格納容器圧力逃がし装置（地下格納槽）、常設低圧代替注水系格納槽、緊急用海水ポンプピット、西側接続口（地下格納槽）を浸水防護重点化範囲とし、それぞれの境界の津波侵入経路への止水処置等により浸水経路がない設計とすることで、トレンチ部に津波が侵入しない設計とする。

c. 重大事故等に対処するために必要な機能を有する施設の隔離（内郭防護）

(1) 浸水防護重点化範囲の設定

浸水防護重点化範囲として、「2. 設計基準対象施設の津波防護方針」で示した範囲に加え、緊急時対策所、可搬型設備保管場所（西側及び南側）、格納容器圧力逃がし装置（地下格納槽）、常設低圧代替注水系格納槽、軽油貯蔵タンク（地下式）、緊急用海水ポンプピット、西側接続口（地下格納槽）、東側接続口、常設代替高圧電源装置置場の区画を設定する。

(2) 浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策

浸水防護重点化範囲のうち、設計基準対象施設と同じ範囲については、「2. 設計基準対象施設の津波防護方針」を適用する。



また、その他の範囲については、津波による溢水の影響を受けない位置に設置する、若しくは津波による溢水の浸水経路がない設計とする。

d. 水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止

(1) 重大事故等時に使用するポンプの取水性

水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。そのため、非常用海水ポンプ（残留熱除去系海水ポンプ、非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ）の津波防護設計については、「2. 設計基準対象施設の津波防護方針」を適用する。

緊急用海水ポンプについては、非常用取水設備のS A用海水ピット取水塔、海水引込み管及びS A用海水ピット）を流路として使用する設計であり、基準津波による引き波時に、取水箇所であるS A用海水ピット取水塔の天板位置が一時的に海面より低い状況となる可能性があるが、この時点で緊急用海水ポンプは運転していないため、基準津波による水位変動に伴う取水性への影響はない。

S A用海水ピット取水塔は、地下に設置すること及び内管を設置することで、漂流物による取水性への影響がない設計とする。

(2) 津波の二次的な影響による海水ポンプの機能保持確認

基準津波による水位変動に伴う海底の砂移動・堆積及び漂流物に対して、非常用海水ポンプの通水性が確保できる設計とする。

また、基準津波による水位変動に伴う浮遊砂等の混入に対して、非



常用海水ポンプ（残留熱除去系海水ポンプ，非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ）及び緊急用海水ポンプは機能保持できる設計とする。非常用海水ポンプについて具体的には，「2. 設計基準対象施設の津波防護方針」を適用する。

緊急用海水ポンプについては，取水箇所の S A 用海水ピット取水塔に内管を設置することで，流路である海水引込み管及び S A 用海水ピットへの砂の移動・堆積量が抑制されることから，基準津波による水位変動に伴う取水性への影響はない。また，基準津波に伴う浮遊砂濃度のピーク時には緊急用海水ポンプを運転しないことから，基準津波による水位変動に伴い，浮遊砂が軸受に巻き込まれることによる取水性への影響はない。

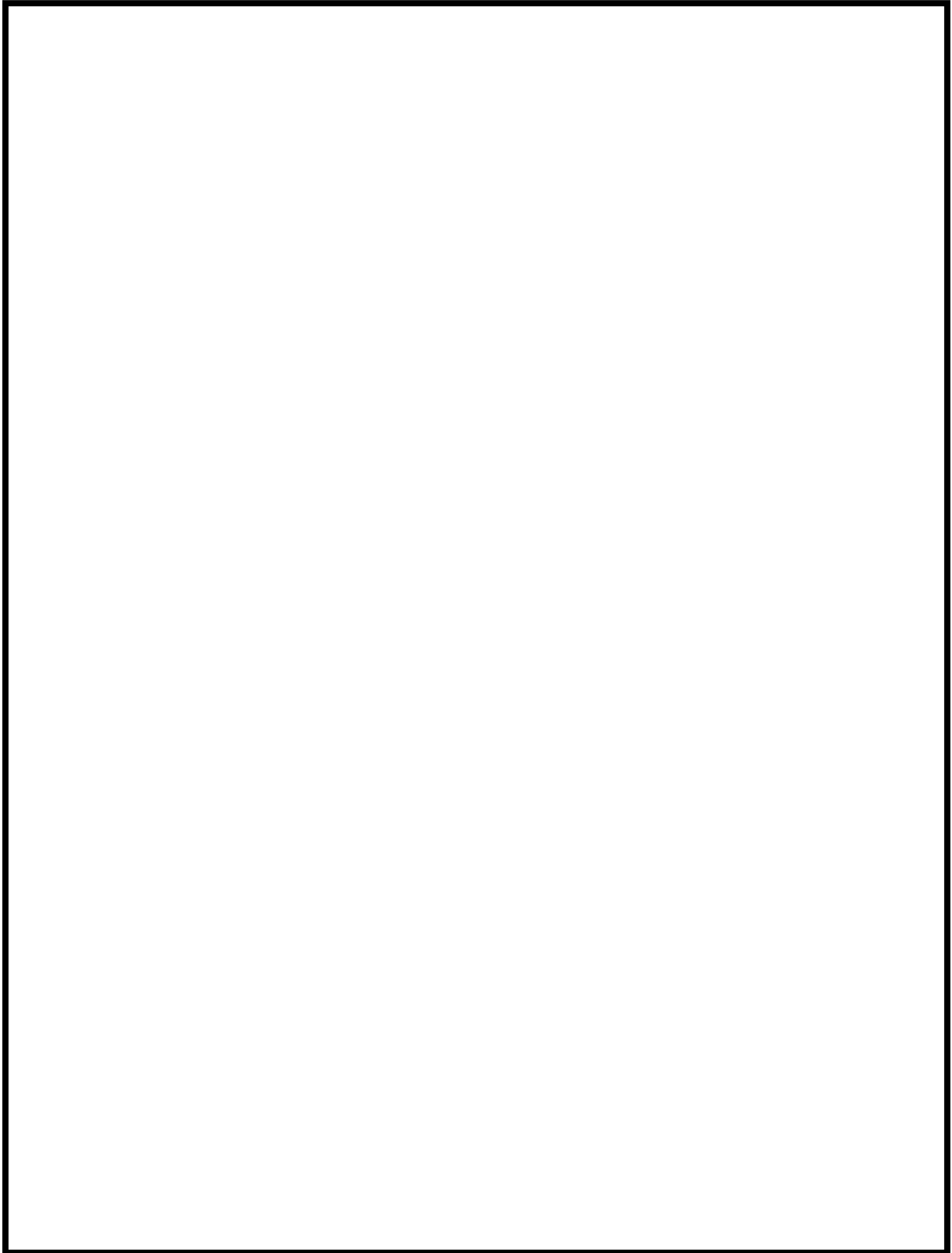
#### e. 津波監視

「2. 設計基準対象施設の津波防護方針」で示した設計基準対象施設の津波防護対象設備と同様の方法により実施する。

詳細は「2.1.3.6 津波監視」において示す。

以上の津波防護の概要を第 2.1.3-2 表に建屋・区画の分類を示す。また，重大事故等対処施設の津波防護の概要図を第 2.1.3-3 図に示す。





第2.1.3-3図 津波防護の概要図（設計基準対象施設の  
津波防護の概要と同じ）



第2.1.3-2表 津波防護対策の設備分類と設置目的（設計基準対象施設の設備分類，設置目的と同じ）（1／2）

津波防護対策		設備分類	設置目的
防潮堤及び防潮扉（防潮堤道路横断部に設置）		津波防護施設	・ 基準津波による遡上波が設計基準対象施設の津波防護対象設備の設置された敷地に到達・流入することを防止する。
放水路ゲート			・ 放水路からの流入津波が放水路ゲート及び放水ピットの点検用開口部（上流側）、放水ピット並びに放水ピット及び放水路に接続される配管貫通部を經由し、設計基準対象施設の津波防護対象設備の設置された敷地に流入することを防止する。
構内排水路逆流防止設備			・ 構内排水路からの流入津波が集水枡を經由し、設計基準対象施設の津波防護対象設備の設置された敷地に流入することを防止する。
貯留堰			・ 引き波時において、非常用海水ポンプによる補機冷却に必要な海水を確保し、非常用海水ポンプの機能を保持する。
取水路	取水路点検用開口部 浸水防止蓋	浸水防止設備	・ 取水路からの流入津波が取水路の点検用開口部を經由し、海水ポンプ室側壁外側に流入することを防止することにより、隣接する海水ポンプ室への浸水を防止する。
海水ポンプ室	海水ポンプグランド ドレン排出口逆止弁		・ 取水路からの流入津波が海水ポンプグランドドレン排出口を經由し、海水ポンプ室に流入することを防止する。
	取水ピット空気抜き 配管逆止弁		・ 取水路からの流入津波が取水ピット空気抜き配管を經由し、循環水ポンプ室に流入することを防止することにより、隣接する海水ポンプ室への浸水を防止する。
	海水ポンプ室ケーブ ル点検口浸水防止蓋		・ 地震による非常用海水系配管（戻り管）の損傷及び屋外タンクからの溢水がケーブル点検口を經由し、海水ポンプ室に流入することを防止する。
	貫通部止水処置		・ 地震による循環水ポンプ内の循環水系等配管の損傷に伴う溢水が、貫通部を經由して隣接する海水ポンプ室に流入することを防止する。
放水路	放水路ゲート点検用 開口部浸水防止蓋		・ 放水路からの流入津波が放水路ゲートの点検用開口部（下流側）を經由し、設計基準対象施設の津波防護対象設備の設置された敷地に流入することを防止する。
S A 用 海水ピット	S A 用海水ピット開 口部浸水防止蓋		・ 海水取水路からの流入津波が S A 用海水ピット開口部を經由し、設計基準対象施設の津波防護対象設備の設置された敷地に流入することを防止する。
緊急用 海水ポンプ室	緊急用海水ポンプピ ット点検用開口部浸 水防止蓋		・ 緊急用海水取水管及び海水取水路からの流入津波が緊急用海水ポンプのグランドドレンの排出口、緊急用海水ポンプ室の床ドレン排出口、点検用開口部を經由し、設計基準対象施設の津波防護対象設備の設置された敷地に流入することを防止する。
	緊急用海水ポンプグ ランドドレン排出口 逆止弁		
	緊急用海水ポンプ室 床ドレン排出口逆止 弁		



第2.1.3-2表 各津波防護対策の設備分類と設置目的（設計基準対象施設の設備分類，設置目的と同じ）（2／2）

津波防護対策		設備分類	設置目的
防潮堤，防潮扉	貫通部止水処置	浸水防止設備	・防潮堤及び防潮扉を取り付けるコンクリート躯体下部の貫通部から設計基準対象施設の津波防護対象設備の設置された敷地に津波が流入することを防止する。
原子炉建屋境界	貫通部止水処置		・地震によるタービン建屋内及び非常用海水系配管カルバート等の循環水系等機器・配管の損傷に伴う溢水が，浸水防護重点化範囲に流入することを防止する。
津波監視カメラ		津波監視設備	・地震発生後，津波が発生した場合に，その影響を俯瞰的に把握する。
取水ピット水位計			
潮位計			



### 2.1.3.2 敷地への浸水防止（外郭防護 1）

#### (1) 遡上波の地上部からの到達，流入の防止

##### 【規制基準における要求事項等】

重大事故等に対処するために必要な機能を有する設備等を内包する建屋及び重大事故等に対処するために必要な機能を有する屋外設備等は，基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置すること。

基準津波による遡上波が到達する高さにある場合には，防潮堤等の津波防護施設，浸水防止設備を設置すること。

##### 【検討方針】

重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画は，基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置していることを確認する。

また，基準津波による遡上波が到達する高さにある場合には，津波防護施設及び浸水防止設備の設置により遡上波が到達しないようにする。

具体的には，重大事故等対処施設の津波防護対象設備（津波防護施設，浸水防止設備，津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画に対して，基準津波による遡上波が地上部から到達，流入しないことを確認する。

##### 【検討結果】

基準津波の遡上解析結果における，敷地周辺の遡上の状況，浸水深の分布（第 2.1.3-1 図）等を踏まえ，以下を確認している。



a. 遡上波の地上部からの到達，流入の防止

重大事故等対処施設の津波防護対象設備（津波防護施設，浸水防止設備，津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画として，海水ポンプ室は T.P. + 3m の敷地，原子炉建屋，格納容器圧力逃がし装置（地下格納槽），常設低圧代替注水系格納槽（地下格納槽），緊急用海水ポンプピット，西側接続口（地下格納槽），東側接続口は T.P. + 8m の敷地，常設代替高圧電源装置置場，軽油貯蔵タンク（地下式）を T.P. + 11m の敷地に設置する設計とすることとしており，津波による遡上波が到達・流入する可能性があるため，外郭防護として，敷地全体を取り囲む形で津波防護施設である防潮堤及び防潮扉を設置する設計とする。

遡上波の地上部からの到達防止に当たっての検討は，「2. 設計基準対象施設の津波防護方針」を適用する。

(2) 取水路，放水路等の経路からの津波の流入防止

【規制基準における要求事項等】

取水路，放水路等の経路から，津波が流入する可能性について検討した上で，流入の可能性のある経路（扉，開口部，貫通部等）を特定すること。特定した経路に対して浸水対策を施すことにより津波の流入を防止すること。

【検討方針】

取水路，放水路等の経路から，津波が流入する可能性について検討した上で，流入の可能性のある経路（扉，開口部，貫通部等）を特定する。



特定した経路に対して浸水対策を施すことにより津波の流入を防止する。

## 【検討結果】

取水・放水設備及び地下部等において、漏水による浸水範囲を限定し、重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。具体的には、「2. 設計基準対象施設の津波防護方針」を適用する。

格納容器圧力逃がし装置（地下格納槽）、常設低圧代替注水系格納槽、緊急用海水ポンプピットは、トレンチにより原子炉建屋と接続され、西側接続口（地下格納槽）は常設代替高圧電源装置置場及び原子炉建屋とトレンチで接続されていることから、津波の侵入経路となり得るが、トレンチ部に津波の侵入経路がないこと及び格納容器圧力逃がし装置（地下格納槽）、常設低圧代替注水系格納槽、緊急用海水ポンプピット、西側接続口（地下格納槽）を浸水防護重点化範囲とし、境界に津波の侵入経路がないことの確認又は境界の津波侵入経路への止水処置等により浸水経路がない設計とすることで、トレンチ部に津波が侵入しない設計とする。

T. P. + 23mの敷地に設置される緊急時対策所及び可搬型設備保管場所（西側）、T. P. + 25mの敷地に設置される可搬型設備保管場所（南側）は高所に設置する設計であり津波の影響はない。

以上により、重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建量及び区画を設置する敷地及び同建量・区画に対する津波の取水路、放水路等の経路からの流入防止は、「2.2 敷地への浸水防止（外郭防護 1）」で示した、設計基準対象施設の津波防護対象設備と同様



の方法により達成可能であり，これと同じ方法により実施する設計とする。

### 2.1.3.3 漏水による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止(外郭防護 2)

#### (1) 漏水対策

##### 【規制基準における要求事項等】

取水・放水設備の構造上の特徴等を考慮して，取水・放水施設や地下部等における漏水の可能性を検討すること。

漏水が継続することによる浸水の範囲を想定(以下「浸水想定範囲」という。)すること。

浸水想定範囲の境界において浸水の可能性のある経路，浸水口(扉，開口部，貫通口等)を特定すること。

特定した経路，浸水口に対して浸水対策を施すことにより浸水範囲を限定すること。

##### 【検討方針】

取水・放水設備の構造上の特徴等を考慮して，取水・放水施設や地下部等における漏水の可能性を検討する。

漏水が継続する場合は，浸水想定範囲を明確にし，浸水想定範囲の境界において浸水の可能性のある経路，浸水口(扉，開口部，貫通口等)を特定する。

また，浸水想定範囲がある場合は，浸水の可能性のある経路，浸水口に対して浸水対策を施すことにより浸水範囲を限定する。



## 【検討結果】

取水・放水設備及び地下部等において、漏水による浸水範囲を限定し、重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。具体的には、「2. 設計基準対象施設の津波防護方針」を適用する。

重大事故等対処施設の津波防護対象設備のうち、T.P. + 3m の敷地に設置する海水ポンプ室、T.P. + 8m の敷地に設置する原子炉建屋、格納容器圧力逃がし装置（地下格納槽）、常設低圧代替注水系格納槽（地下格納槽）、緊急用海水ポンプピット、西側接続口（地下格納槽）、東側接続口への漏水による浸水の可能性は「2.3 漏水による重要な安全機能への影響防止（外郭防護 2）」で示した設計基準対象施設の津波防護対象設備を設置等する建屋・区画と同様であり、その可能性はない。

格納容器圧力逃がし装置（地下格納槽）、常設低圧代替注水系格納槽、緊急用海水ポンプピットは、トレンチにより原子炉建屋と接続され、西側接続口（地下格納槽）は常設高圧電源装置置場及び原子炉建屋とトレンチで接続されており、津波の侵入経路となり得るが、格納容器圧力逃がし装置（地下格納槽）、常設低圧代替注水系格納槽、緊急用海水ポンプピット、西側接続口（地下格納槽）を浸水防護重点化範囲とし、境界の津波侵入経路への止水処置等により浸水経路がない設計とすることで、トレンチ部に津波が侵入しない設計とする。

T.P. + 23m の敷地に設置される緊急時対策所及び可搬型設備保管場所（西側）、T.P. + 25m の敷地に設置される可搬型設備保管場所（東側）は高所に設置する設計であり、津波の影響はない。

## (2) 安全機能への影響評価



#### 【規制基準における要求事項等】

浸水想定範囲の周辺に重大事故等に対処するために必要な機能を有する設備等がある場合は、防水区画化すること。

必要に応じて防水区画内への浸水量評価を実施し、安全機能への影響がないことを確認すること。

#### 【検討方針】

浸水想定範囲が存在する場合、その周辺に重大事故等に対処するために必要な機能を有する設備等がある場合は、防水区画化する。必要に応じて防水区画内への浸水量評価を実施し、安全機能への影響がないことを確認する。

#### 【検討結果】

重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画として、「2. 設計基準対象施設の津波防護方針」で示した範囲に加え、緊急時対策所、可搬型設備保管場所（西側及び南側）、格納容器圧力逃がし装置（地下格納槽）、常設低圧代替注水系格納槽、軽油貯蔵タンク（地下式）、緊急用海水ポンプピット、西側接続口（地下格納槽）、東側接続口、常設代替高圧電源装置置場を防水区画として設定する。

### (3) 排水設備設置の検討

#### 【規制基準における要求事項等】

浸水想定範囲における長期間の冠水が想定される場合は、排水設備を設置すること。



### 【検討方針】

浸水想定範囲における長期間の冠水が想定される場合は，排水設備を設置する。

### 【検討結果】

「(1) 漏水対策」で示したとおり，重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋・区画への漏水による有意な浸水は想定されないため，新たな排水設備は不要である。

## 2.1.3.4 重大事故等に対処するために必要な機能を有する施設の隔離（内郭防護）

### (1) 浸水防護重点化範囲の設定

#### 【規制基準における要求事項等】

重大事故等に対処するために必要な機能を有する設備等を内包する建屋及び区画については，浸水防護重点化範囲として明確化すること。

### 【検討方針】

重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画については，浸水防護重点化範囲として明確化する。

### 【検討結果】

浸水防護重点化範囲として，「2. 設計基準対象施設の津波防護方針」で示した範囲に加え，緊急時対策所，可搬型設備保管場所（西側




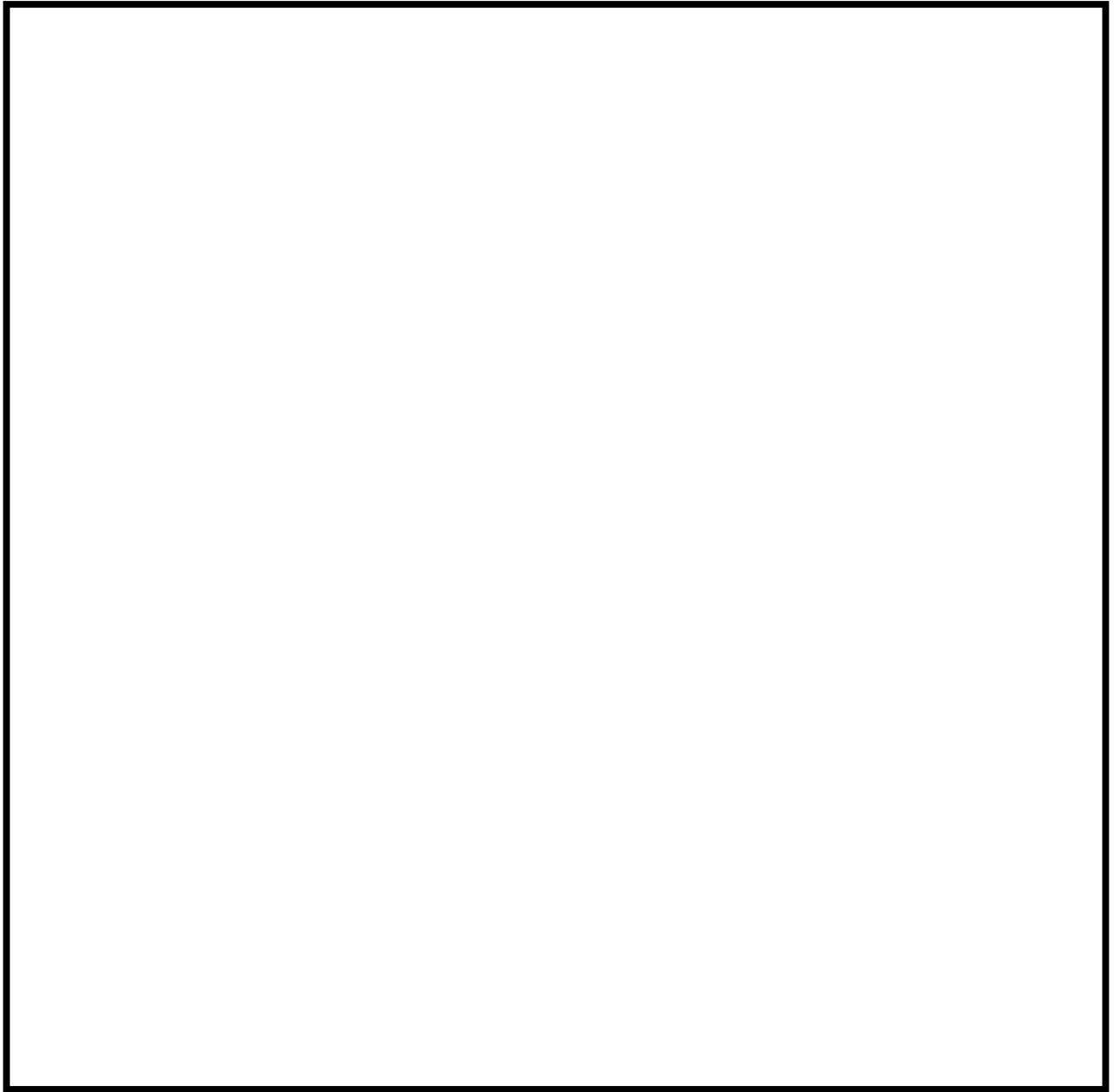
及び南側), 格納容器圧力逃がし装置 (地下格納槽), 常設低圧代替注水系格納槽, 軽油貯蔵タンク (地下式), 緊急用海水ポンプピット, 西側接続口 (地下格納槽), 東側接続口, 常設代替高圧電源装置置場を浸水防止重点化範囲として設定する。

重大事故等対処施設の津波防護対象設備に対して設定した浸水防護重点化範囲の概略を第 2.1.3-4 図に示す。



【凡例】

 重大事故等対処設備を内包する建屋及び  
区画浸水防護重点化範囲



第 2.1.3-4 図 重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建  
屋及び区画の浸水防護重点化範囲



## (2) 浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策

### 【規制基準における要求事項等】

津波による溢水を考慮した浸水範囲，浸水量を安全側に想定すること。

浸水範囲，浸水量の安全側の想定に基づき，浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路，浸水口（扉，開口部，貫通口等）を特定し，それらに対して浸水対策を施すこと。

### 【検討方針】

浸水防護重点化範囲のうち，設計基準対象施設と同じ範囲については，「2. 設計基準対象施設の津波防護方針」を適用する。

その他の範囲については，津波による溢水の影響を受けない位置に設置する，若しくは津波による溢水の浸水経路がない設計とする。

また，津波による溢水を考慮した浸水範囲，浸水量を安全側に想定する。

浸水範囲，浸水量の安全側の想定に基づき，浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路，浸水口（扉，開口部，貫通口等）を特定し，それらに対して浸水対策を実施する。

津波による溢水を考慮した浸水範囲，浸水量については，地震による溢水の影響も含めて，以下の方針により安全側に想定する。

- a．地震・津波による建屋内の循環水系等の機器・配管の損傷による建屋内への津波及び系統設備保有水の溢水，下位クラス建屋における地震時のドレン系ポンプの停止による地下水の流入等の事象を考慮する。



- b. 地震・津波による屋外循環水系配管や敷地内のタンク等の損傷による敷地内への津波及び系統保有水の溢水等の事象を考慮する。
- c. 循環水系機器・配管等損傷による津波浸水量については、入力津波の時刻歴波形に基づき、津波の繰り返し襲来を考慮する。
- d. 配管・機器等の損傷による溢水量については、内部溢水における溢水事象想定を考慮して算出する。
- e. 地下水の流入量は、対象建屋周辺のドレン系による排水量の実績値に基づき、安全側の仮定条件で算定する。
- f. 施設・設備施工上生じうる隙間部等がある場合には、当該部からの溢水も考慮する。

#### 【検討結果】

前項【検討方針】に示される「地震による溢水の影響」について、地震による溢水事象を具体化すると次の各事象が挙げられる。これらの概念図を第 2.1.3-5 図に示す。



a. 屋外の溢水

(a) 循環水ポンプ室における循環水系配管からの溢水及び津波の流入

地震に起因する循環水ポンプ室内の循環水系配管の伸縮継手の破損により保有水が溢水するとともに、津波が循環水系配管に流れ込み、循環水系配管の損傷箇所を介して循環水ポンプ室内に流入することが考えられる。

このため、循環水ポンプ室への溢水及び津波の流入により隣接する海水ポンプ室へ流入する可能性があることから、浸水防護重点化範囲である海水ポンプ室への影響を評価する。

(b) 屋外における非常用海水系配管（戻り管）からの溢水及び津波の流入

残留熱除去系の海水配管，非常用ディーゼル発電機用の海水配管及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用の海水配管（以下「非常用海水系配管」という。）の原子炉建屋から放水路までの放水ラインの部分（屋外）は、耐震Cクラスであることから、地震に起因して損傷した場合には、非常用海水ポンプの運転にともない損傷箇所から溢水するとともに、放水路に流入した津波が非常用海水系配管に流れ込み、非常用海水系配管の損傷箇所を介して設計基準対象施設の津波防護対象設備（津波防護施設，浸水防止設備，津波監視装置及び非常用取水設備を除く。）の設置された敷地に流入する可能性があることから、浸水防護重点化範囲への影響を評価する。

(c) 屋外タンクからの溢水

地震に起因して、防潮堤内側に設置された屋外タンクが損傷し、敷地内に溢水が生じた場合には、浸水防護重点化範囲及び隣接す



るタービン建屋へ流入する可能性があることから影響を評価する。

#### b. 地下水による影響

東海第二発電所では、溢水防護対象設備を内包する原子炉建屋、タービン建屋等の周辺地下部に地下水の排水設備（サブドレン）を設置しており、同設備により各建屋周辺に流入する地下水の排出を行っている。地震によりすべての排水ポンプが同時に機能喪失することを想定し、その際の排水不能となった地下水が浸水防護重点化範囲に与える影響について評価する。

以上の各事象について、浸水防護重点化範囲への影響を評価した。

#### (a) 循環水ポンプ室における循環水系配管からの溢水及び津波の流入

循環水系配管の伸縮継手の破損箇所からの溢水及び津波の流入を合算した漏水量に対して、循環水ポンプ室の貯留できる容量は十分大きく、循環水ポンプ室内に貯留することが可能なため、隣接する海水ポンプ室への流入はなく、浸水防護重点化範囲への影響はない。なお、海水ポンプ室の貫通部には止水処置を行い、海水ポンプ室への浸水対策を実施しているため、循環水ポンプ室内に溢水が生じた場合においても、隣接する浸水防護重点化範囲へ影響を及ぼすことはない。

#### (b) 屋外における非常用海水系配管（戻り管）からの溢水及び津波の流入

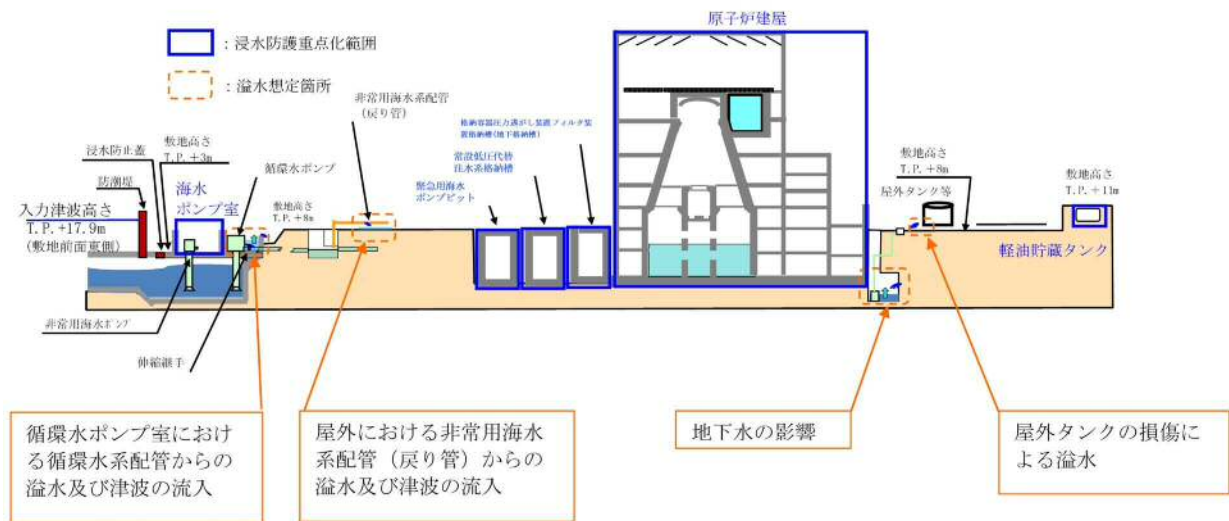
非常用海水系配管からの溢水及び津波の流入量はわずかであり、建屋の外壁に設置した扉等の開口部下端の高さ 0.2m に対しても影



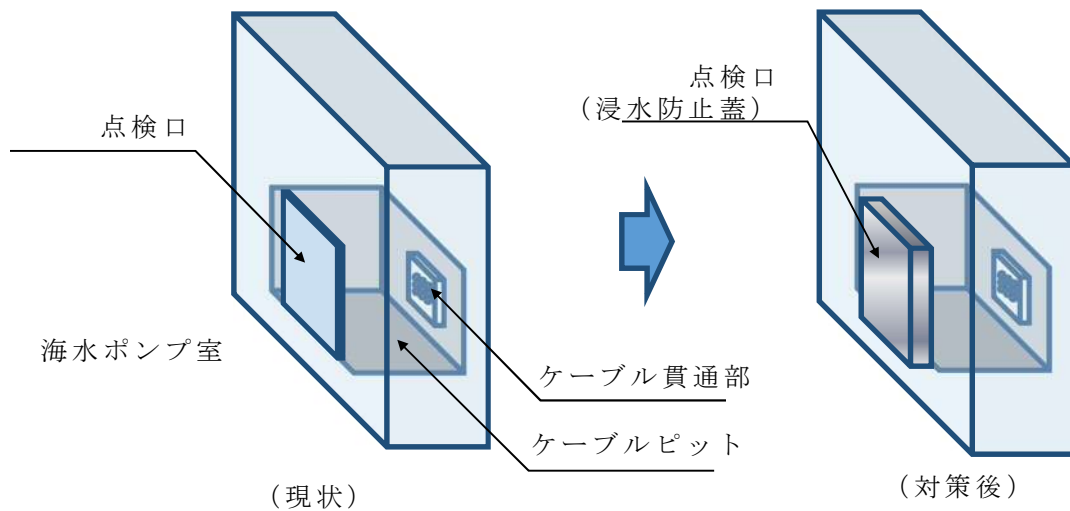
響がない。また、構内排水路で排水できる設計とすることから、T. P. + 3m の敷地に設置された浸水防護重点化範囲である海水ポンプ室への影響はない。

格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置格納槽（地下格納槽）、常設低圧代替系格納槽（地下格納槽）及び緊急用海水系（地下格納槽）については、いずれも水密構造の地下格納槽であり、万が一非常用海水系配管からの溢水及び津波が流入しても影響はない。なお、海水ポンプ室のケーブル点検用の開口部には浸水防止蓋を設置し、貫通部には止水処置を行うことから、万が一海水ポンプ室廻りに溢水が流入した場合においても浸水防護重点化範囲への影響はない。





第 2.1.3-5 図 浸水防護重点化範囲と想定する溢水及び津波の流入箇所図



第 2.1.3-6 図 海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋概念図

屋外タンク等の損傷による溢水については、基準地震動  $S_s$  による地震力によって破損が生じるおそれのある屋外タンク等が破損し、その



全量が流出することを想定してもT.P. + 8mの敷地での最大水位は約0.1mであり，T.P. + 8mの敷地に設置される浸水防護重点化範囲である原子炉建屋（扉等開口部下端T.P. + 8.2m），T.P. + 11mの敷地に設置される常設代替高压電源装置置場及び軽油貯蔵タンク（地下式）に影響はない。

T.P. + 8mの敷地に設置される浸水防護重点化範囲である格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置格納槽（地下格納槽），常設低压代替系格納槽（地下格納槽）及び緊急用海水ポンプピットについては，点検用のハッチ等の開口部を水密化することで，万が一屋外タンクからの溢水が敷地に流入しても影響はない。

溢水がT.P. + 3mの敷地に流れ込む可能性があるが，当該エリに到達する前に構内排水路で排水可能であるため，海水ポンプ室へは流入しない。

このため，屋外タンク等の損傷による溢水は，浸水防護重点化範囲である原子炉建屋，格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置格納槽（地下格納槽），常設低压代替系格納槽（地下格納槽）及び緊急用海水系（地下格納槽），海水ポンプ室，軽油貯蔵タンク（地下式）への影響はない。

#### (c) 地下水による影響

サブドレンは，ピット及び排水ポンプより構成され，ピット間は配管で相互に接続されているため，一箇所の排水ポンプが故障した場合でも，他のピット及び排水ポンプにより排水可能な設計である。また，地震によりポンプ電源が喪失した場合は，一時的な水位上昇の恐れがあるが，仮設分電盤及び仮設ポンプを常備していることから，これを使用して排水は可能である。



地下水が浸水防護重点化範囲に浸水する経路としては、地下部における配管等の貫通部の隙間及び建屋間の接合部が考えられるが、これらについては、配管貫通部の隙間には止水処置を行っており、また建屋間の接合部にはエキスパンションジョイント止水板を設置しているため、地下水が浸水防護重点化範囲に浸水することはないことから、地震によりサブドレンが機能喪失した際に生じる建屋周辺に流入する地下水は、浸水防護重点化範囲に影響を与えることがない。

#### 2.1.3.5 水変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止

##### (1) 非常用海水ポンプ及び緊急用海水ポンプの取水性

###### 【規制基準における要求事項等】

非常用海水ポンプ及び緊急用海水ポンプの取水性については、次に示す方針を満足すること。

- ・基準津波による水位の低下に対して、海水ポンプが機能保持できる設計であること。
- ・基準津波による水位の低下に対して、冷却に必要な海水が確保できる設計であること。

###### 【検討方針】

非常用海水ポンプである残留熱除去系海水ポンプ、非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ及び緊急用海水系の緊急用海水ポンプが、基準津波による水位の低下に対して機能保持できる設計であることを確認する。



残留熱除去系海水ポンプ，非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ及び緊急用海水ポンプが，基準津波による水位の低下に対して，重大事故等対処設備による冷却に必要な海水が確保できる設計であることを確認する。

具体的には，以下のとおり実施する。

- ・残留熱除去系海水ポンプ，非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ位置の評価水位の算定を適切に行うため，取水路の特性に応じた手法を用いる。また，取水路の管路の形状や材質，表面の状況に応じた摩擦損失を設定する。

- ・残留熱除去系海水ポンプ，非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプの取水可能水位が下降側評価水位を下回る等，水位低下に対して各ポンプが機能保持できる設計となっていることを確認する。

- ・引き波時に水位が実際の取水可能水位を下回る場合には，下回っている時間において，残留熱除去系海水ポンプ，非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプの継続運転が可能な取水量を十分確保できる設計となっていることを確認する。なお，取水路又は取水ピットが循環水系を含む常用系と非常用系で併用されているため，循環水系を含む常用系ポンプ運転継続等による貯留量の喪失を防止できる措置が施される方針であることを確認する。

- ・緊急用海水ポンプについては，取水箇所であるS A用海水ピット取水塔の構造等により，水位低下に対してポンプが機能保持でき



る設計となっていることを確認する。

## 【検討結果】

### a．非常用海水ポンプの取水性の評価方法及び評価結果

非常用海水ポンプ取水性の評価方法及び評価結果については「2．設計基準対象施設の津波防護方針」を適用する。非常用海水ポンプの評価水位 T.P. -6.0m に対し、非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプは評価水位を満足するが、残留熱除去系海水ポンプの取水可能水位は、T.P. -5.66m（水理実験による）であり、評価水位 T.P. -6.0m より高い位置となった。

このため、取水口前面の海中に海水を貯留する貯留堰を設置し、引き波時においても、十分な貯留量を確保することで、残留熱除去系海水ポンプを含む非常用海水ポンプの取水性を確保する設計とする。

取水ピットは、循環水ポンプを含む常用海水ポンプと併用しているため、発電所を含む地域に大津波警報が発表された場合には、循環水ポンプを含む常用海水ポンプは停止（プラント停止）する運用とする。

### b．緊急用海水ポンプの取水性の評価方法及び評価結果

緊急用海水ポンプは、S A 用海水ピット取水塔から海水を取水し、非常用取水設備の海水引込み管等を通り、ポンプピットまで海水を引き込む設計である。基準津波による引き波時に、取水箇所である S A 用海水ピット取水塔の取水口（天板位置 T.P. -2.2m）が一時的に海面より低い状況となる可能性があるが、この時点で緊急用海水



ポンプは運転していないため、基準津波による水位変動に伴う取水性への影響はない。S A用海水ピット取水塔は、地下に設置すること及び内管を設置することで、漂流物による取水性への影響がない設計とする。

## (2) 津波の二次的な影響による重大事故等対処設備の機能保持確認

### 【規制基準における要求事項等】

基準津波に伴う取水口付近の砂の移動・堆積が適切に評価されていること。

基準津波に伴う取水口付近の漂流物が適切に評価されていること。  
重大事故等対処設備については、次に示す方針を満足すること。

- ・基準津波による水位変動に伴う海底の砂移動・堆積，陸上斜面崩壊による土砂移動・堆積及び漂流物に対して取水口及び取水路の通水性が確保できる設計であること。

- ・基準津波による水位変動に伴う浮遊砂等の混入に対して海水ポンプが機能保持できる設計であること。

### 【検討方針】

基準津波に伴う取水口付近の砂の移動・堆積や漂流物の評価方法及び評価結果については「2. 設計基準対象施設の津波防護方針」を適用する。基準津波に伴う取水口付近の砂の移動・堆積や漂流物を適切に評価し，取水口及び取水路の通水性が確保されることを確認する。

非常用海水ポンプについては，基準津波による水位変動に伴う海底の砂移動・堆積，陸上斜面崩壊による土砂移動・堆積及び漂流物に対して，取水口及び取水路の通水性は確保できることを確認



し、浮遊砂等の混入に対して非常用海水ポンプは機能維持できる設計であることを確認する。

具体的には、以下のとおり確認する。

- ・遡上解析結果における取水口付近の砂の堆積状況に基づき、砂の堆積高さが取水口下端に到達しないことを確認する。取水口下端に到達する場合は、取水口及び取水路が閉塞する可能性を安全側に検討し、閉塞しないことを確認する。

- ・混入した浮遊砂は、スクリーン等で除去することが困難であるため、非常用海水ポンプそのものが運転時の砂の混入に対して軸固着しにくい仕様であること及び耐摩耗性を有することを確認する。また、砂の混入に対して非常用海水ポンプの機能が保持できない場合には、砂の混入に対する耐性を有する軸受に取り替える

## 【検討結果】

非常用海水ポンプの流路である取水口及び取水路の通水性の確保に関わる評価方法及び評価結果については「2. 設計基準対象施設の津波防護方針」を適用する。基準津波による砂移動に関する数値シミュレーションの結果、砂の移動・堆積による取水口及び取水路の通水性への影響はない。

非常用海水ポンプの軸受に浮遊砂が混入した場合の評価方法及び評価結果については「2. 設計基準対象施設の津波防護方針」を適用する。非常用海水ポンプの軸受に浮遊砂が混入しても、軸受に施工された異物逃し溝から排出されるため、また、基準津波時の一時的な浮遊砂濃度上昇については、十分な耐性をもつ軸受に取替えることで、軸受機能は保持される。



緊急用海水ポンプは、S A用海水ピット取水塔から海水を取水し、非常用取水設備の地下トンネル等を通り、ポンプピットまで海水を引き込む設計であり、基準津波に伴う緊急用海水ポンプピット部の浮遊砂濃度の最大値は、約 0.03 [wt%] であり、非常用海水ポンプの取水ピット部の最大濃度 0.48 [wt%] に対し十分低いこと及び重大事故等への対応手順上、浮遊砂濃度が最大となる基準津波第一波到達時点では緊急用海水ポンプを運転しないことから、基準津波による水位変動に伴い、浮遊砂が軸受に巻き込まれることによる取水性への影響はない。

#### 2.1.3.6 津波監視

##### 【規制基準における要求事項等】

敷地への津波の繰り返しの襲来を察知し、津波防護施設、浸水防止設備の機能を確実に確保するために、津波監視設備を設置すること。

##### 【検討方針】

敷地への津波の繰り返しの襲来を察知し、津波防護施設及び浸水防止設備の機能を確実に確保するため、津波監視設備として、津波監視カメラ、取水ピット水位計及び潮位計を設置する。

##### 【検討結果】

津波監視は、「2. 設計基準対象施設の津波防護方針」を適用する。  
に示した設計基準対象施設の津波防護対象設備と同様の方法により実施する。



## 2.3 重大事故等対処設備の基本設計方針【43 条】

基準適合への対応状況



#### 1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針

発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心、使用済燃料プール内の燃料体等及び運転停止中における原子炉の燃料体の著しい損傷を防止するために、また、重大事故が発生した場合においても、格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な放出を防止するために、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）」第三章（重大事故等対処施設）にて定められる重大事故等対処設備を設ける。

重大事故等対処設備は、常設のものと可搬型のものがあり、それぞれ設置許可基準規則に示される名称を踏まえて以下のとおり分類する。

##### (1) 常設重大事故等対処設備

重大事故等対処設備のうち常設のもの

##### a. 常設重大事故防止設備

重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合であって、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において、その喪失した機能（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に限る。）を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する設備（重大事故防止設備）のうち、常設のもの

##### b. 常設耐震重要重大事故防止設備

常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設（耐震Sクラス施設）に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの

##### c. 常設重大事故緩和設備

重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する



設備（重大事故緩和設備）のうち、常設のもの

d．常設重大事故防止設備（設計基準拡張）

設計基準対象施設のうち、重大事故等発生時に機能を期待する設備であって、重大事故の発生を防止する機能を有する上記 a，b 以外の常設のもの

e．常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）

設計基準対象施設のうち、重大事故等発生時に機能を期待する設備であって、重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する上記 c 以外の常設のもの（ただし、東海第二発電所においては、本分類に該当する設備はない）

f．常設重大事故等対処設備のうち防止でも緩和でもない設備

常設重大事故等対処設備のうち、上記 a，b，c，d，e 以外の常設設備で、防止又は緩和の機能がないもの

(2) 可搬型重大事故等対処設備

重大事故等対処設備のうち可搬型のもの

g．可搬型重大事故防止設備

重大事故防止設備のうち可搬型のもの

h．可搬型重大事故緩和設備

重大事故緩和設備のうち可搬型のもの

i．可搬型重大事故防止設備（設計基準拡張）

設計基準対象施設のうち、重大事故等発生時に機能を期待する設備であって、重大事故の発生を防止する機能を有する上記 g 以外の可搬型のもの（ただし、東海第二発電所においては、本分類に該当する設備はない）



j. 可搬型重大事故緩和設備（設計基準拡張）

設計基準対象施設のうち、重大事故等発生時に機能を期待する設備であって、重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する上記 h 以外の可搬型のもの（ただし、東海第二発電所においては、本分類に該当する設備はない）

k. 可搬型重大事故等対処設備のうち防止でも緩和でもない設備

可搬型重大事故等対処設備のうち、上記 g, h, i, j 以外の可搬型設備で、防止又は緩和の機能がないもの

1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について

(1) 多様性，位置的分散

共通要因としては、環境条件，自然現象，発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（以下「外部人為事象」という。），溢水，火災及びサポート系の故障を考慮する。

自然現象については、地震，津波，洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，森林火災及び高潮の事象を考慮する。

地震，津波以外の自然現象の組合せについては、風（台風），積雪及び火山の影響を考慮する。

地震，津波を含む自然現象の組合せについては、それぞれ「1.3.2 重大事故等対処施設の耐震設計」「1.4.2 重大事故等対処施設の耐津波設計」にて考慮する。

外部人為事象については、航空機落下，ダムの崩壊，爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス，船舶の衝突，電磁的障害及び故意による大型航空機衝突その他のテロリズムを考慮する。



故意による大型航空機衝突その他のテロリズムについては、可搬型重大事故等対処設備による対策を講じることとする。

建屋については、地震、津波、火災及び外部からの衝撃による損傷を防止できる設計とする。

重大事故等対処設備について、可能な限り多様性を考慮する。

#### a. 常設重大事故等対処設備

常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備及び使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能を有する設備（以下、「設計基準事故対処設備等」）の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。ただし、常設重大事故防止設備のうち、計装設備について、重要代替監視パラメータ（当該パラメータの他のチャンネルの計器を除く。）による推定は、重要監視パラメータと異なる物理量（水位、注水量等）又は測定原理とする等、重要監視パラメータに対して可能な限り多様性を持った方法により計測できる設計とする。重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

環境条件に対しては、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、荷重及びその他使用条件において、常設重大事故防止設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等発生時の環境条件における健全性については「1.1.7.3 環境条件等」に記載する。

風（台風）及び竜巻のうち風荷重、凍結、降水、積雪、火山の影響及び電磁的障害に対して、常設重大事故防止設備は機能が損なわれない設計とする。



常設重大事故防止設備は、「1.11 原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針」に基づく地盤上に設置するとともに、地震、津波及び火災に対しては、「1.3.2 重大事故等対処施設の耐震設計」、「1.4.2 重大事故等対処施設の耐津波設計」及び「1.5.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に基づく設計とする。地震、津波、溢水及び火災に対して、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。また、常設重大事故防止設備は、地震による使用済燃料プールからの溢水に対して機能を損なわない設計とする。

風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び電磁的障害に対して、常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止を図られた建屋内に設置するか、又は設計基準事故対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、位置的分散を図り、屋外に設置する。

落雷に対して常設代替高圧電源装置は、避雷設備又は接地設備により防護する設計とする。

生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により安全機能が損なわれるおそれのない設計とする。

また、生物学的事象のうちクラゲ等の海生生物から影響を受けるおそれのある屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策等により安全機能が損なわれるおそれのない設計とする。

洪水、地滑り、ダムの崩壊及び近隣工場等の火災のうち石油コンビナート施設等の火災については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

高潮及び船舶の衝突については、影響をうけない敷地高さに設置する。



航空機落下については、原子炉施設への航空機の落下確率が、防護設計の要否を判断する基準である  $10^{-7}$  回／炉・年を超えないとの理由により設計上考慮する必要はない。

サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と異なる駆動源、冷却源を用いる設計とする。又は駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と可能な限り異なる水源を用いる設計とする。

なお、常設重大事故緩和設備、及び防止でも緩和でもない常設重大事故等対処設備は、共通要因に対して、同一の機能を有する設備と同時に機能を損なうおそれがないように、同一の機能を有する設備と、可能な限りの多様性、位置的分散を図る設計とするか、可能な限り頑健性をもたせた設計とする。

更に、重大事故等対処設備は、共通要因により、重大事故等対処設備の有する原子炉の未臨界移行機能、燃料冷却機能、格納容器除熱機能及び使用済燃料プール注水の各機能を損なわないよう、同一の機能を有する重大事故等対処設備と可能な限り多様性、位置的分散を図る設計とする。

#### b. 可搬型重大事故等対処設備

可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備又は常設重大事故防止設備と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないように、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な処置を講じた設計とする。

また、可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波、洪水、風（台風）、



竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，森林火災，高潮，航空機落下，ダムの崩壊，爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス，船舶の衝突，電磁的障害及び故意による大型航空機衝突その他のテロリズム，設計基準事故対処設備等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。

環境条件については，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，荷重及びその他の使用条件において，可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等発生時の環境条件における健全性については「1.1.7.3 環境条件等」に記載する。風（台風）及び竜巻のうち風荷重，凍結，降水，積雪，火山の影響及び電磁的障害に対して可搬型重大事故等対処設備は，環境条件にて考慮し，機能が損なわれない設計とする。

地震に対して可搬型重大事故等対処設備は，原子炉建屋等の頑健な建屋内に保管する，又は屋外に保管する場合は，共通要因によりすべての設備が同時に機能を喪失しないよう転倒しないことを確認する若しくは必要により固縛等の処置をするとともに，地震により生ずる敷地下斜面のすべり，液状化及び揺すり込みによる不等沈下，地盤支持力の不足，地中埋設構造物の損壊等の影響を受けない設計とする。

津波に対して，可搬型重大事故等対処設備は，津波の影響を受けない保管場所に保管する設計とする。

地震及び津波に対して可搬型重大事故等対処設備は，「1.3.2 重大事故等対処施設の耐震設計」，「1.4.2 重大事故等対処施設の耐津波設計」にて考慮された設計とする。

火災に対して，可搬型重大事故等対処設備は「1.5.2 重大事故等対



処施設の火災防護に関する基本方針」に基づく火災防護を行う。

地震，津波，溢水及び火災に対して可搬型重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と同時に機能を損なうおそれがないように，設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り，複数箇所に保管する。

風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，火山の影響，生物学的事象，森林火災，爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス及び電磁的障害に対して，可搬型重大事故防止設備は，外部からの衝撃による損傷の防止を図られた建屋内に保管するか，又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように，設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故防止設備と位置的分散を図り，防火帯の内側の保管場所に保管する設計とする。クラゲ等の海生生物の影響を受けるおそれのある屋外の可搬型重大事故等対処設備は，海生生物の侵入を受けにくい複数の取水箇所を設定し，状況に応じて選定できる設計とする。

故意による大型航空機の衝突その他テロリズムに対して，屋内の可搬型重大事故等対処設備は，可能な限り設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は，原子炉建屋から100m以上の離隔距離を確保するとともに，当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保した上で，複数箇所に分散して保管する設計とする。

洪水，地滑り，ダムの崩壊及び近隣工場等の火災のうち石油コンビナート施設等の火災については，立地的要因により設計上考慮する必要は



ない。

高潮及び船舶の衝突については、影響を受けない敷地高さに保管する設計とする。

航空機落下については、原子炉施設への航空機の落下確率が、防護設計の要否を判断する基準である $10^{-7}$ 回／炉・年を超えないとの理由により設計上考慮する必要はない。

サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と異なる駆動源、冷却源を用いる設計とするか、駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また、水源についても可能な限り、異なる水源を用いる設計とする。

なお、可搬型重大事故緩和設備並びに可搬型事故防止設備及び可搬型重大事故緩和設備に該当しない可搬型重大事故対処設備は、共通要因に対して、同一の機能を有する設備と同時にその機能を損なうおそれがないように、同一の機能を有する設備と可能な限り多様性、位置的分散を図る設計とするか、又は可能な限りの頑健性を有する設計とする。

更に、重大事故等対処設備は、共通要因により、重大事故等対処設備の有する原子炉の未臨界移行機能、燃料冷却機能、格納容器除熱機能及び使用済燃料プール注水の各機能を同時に損なうおそれがないように、同一の機能を有する重大事故等対処設備と可能な限りの多様性、位置的分散を図る設計とする。

#### c. 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口

原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型重大事故等対処設備と常設設備との接続口は、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、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内に適切な離隔距離をもって複数箇所設置する。

環境条件に対して、接続口は、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、荷重及びその他の使用条件において、その機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等発生時の環境条件における健全性については「1.1.7.3 環境条件等」に記載する。また、風（台風）及び竜巻による風荷重、凍結、降水、積雪、火山の影響及び電磁的障害に対しては、環境条件にて考慮し、機能が損なわれない設計とする。

地震に対して、接続口は、「1.11 原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針」に基づく地盤上の建屋内又は建屋面に複数箇所設置する。屋外に設置する場合は、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響により機能を喪失しない位置に設置する。

地震、津波及び火災に対しては、「1.3.2 重大事故等対処施設の耐震設計」，「1.4.2 重大事故等対処施設の耐津波設計」及び「1.5.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に基づく設計とする。

溢水に対しては、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置する。

風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズムに対しては、隣接しない位置に接続口を複数箇所設置する。

生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外に設置する場合は、開口部の閉止により安全機能が損なわれるおそれのない設計とする。

洪水、地滑り、ダムの崩壊及び近隣工場等の火災のうち石油コンビナ



ート施設等の火災については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

高潮及び船舶の衝突については、影響を受けない敷地高さに設置する設計とする。

航空機落下については、原子炉施設への航空機の落下確率が、防護設計の要否を判断する基準である $10^{-7}$ 回／炉・年を超えないとの理由により設計上考慮する必要はない。

また、可搬型代替低圧電源車の接続については、一つの接続口で可搬型代替交流電源設備と可搬型代替直流電源設備の二つの機能を兼用して使用することから、それぞれの機能に必要な容量が確保出来る接続口を設ける設計とする。

## (2) 悪影響防止

重大事故等対処設備は発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

他の設備への悪影響としては、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電氣的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、他の設備の機能に影響を及ぼさない設計とする。

系統的な影響に対しては、重大事故等対処設備は、弁等の操作によって設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすること、重大事故等発生前（通常時）の隔離又は分離された状態から弁等の操作や接続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、他の設備から独立して単独で使用可能なこと、又は設計基準



対象施設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により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、放水砲については、建屋への放水により、当該設備の使用を想定する重大事故発生時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

内部発生飛散物による影響に対しては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発並びに重量機器の落下を考慮し、重大事故等対象設備がタービンミサイル等の発生源となることを防ぐことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

### (3) 共用の禁止

重大事故等対処設備の各機器については、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。



#### 1.1.7.2 容量等

##### (1) 常設重大事故等対処設備

常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展等を考慮し、重大事故等発生時に必要な目的を果たすために、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組み合わせにより達成する。

常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とする。

なお、「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、弁吹出量、発電機容量及び蓄電池容量並びに計装設備の計測範囲及び作動信号の設定値とする。

常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とする。

常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等発生時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。

##### (2) 可搬型重大事故等対処設備

可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、



想定する事象及びその事象の進展を考慮し、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組み合わせにより達成する。

可搬型重大事故等対処設備は、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする。

なお、「容量等」とは、必要となる機器のポンプ流量、発電機容量、蓄電池容量及びボンベ容量並びに計測器の計測範囲とする。

可搬型重大事故等対処設備の複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばく低減が図れるものは、同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量等を合わせた容量等とし、兼用できる設計とする。

可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を有する設備を2セットに加え、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を確保する。

また、可搬型重大事故等対処設備のうち、負荷に直接接続する高圧窒素ガスボンベ及び逃がし安全弁用可搬型電池は、必要となる容量等を有する設備を1基あたり1セットに加え、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発電所全体で予備を確保する。

上記以外の可搬型重大事故等対処設備は、必要となる容量等を有する設備を1基あたり1セット確保し、プラントの安全性を向上させる観点から、設備の信頼度等を考慮して、自主的にバックアップを確保する。



### 1.1.7.3 環境条件等

#### (1) 環境条件

重大事故等対処設備は、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、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置（使用）、保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすると共に、操作が可能は設計とする。

重大事故等発生時の環境条件については、温度（環境温度、使用温度）、放射線、荷重に加えて、その他の使用条件として、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等発生時に海水を通水する系統への影響、電磁波による影響及び周辺機器等からの悪影響について考慮する。

荷重としては、重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、圧力、温度及び自然現象（地震、風（台風）及び竜巻の風荷重、積雪、火山の影響）による荷重を考慮する。地震以外の自然現象の組合せについては、風（台風）、積雪及び火山の影響による荷重の組合せを考慮する。地震を含む自然現象の組合せについては、「1.3.2 重大事故等対処施設の耐震設計」にて考慮する。

これらの環境条件の内、重大事故等発生時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等発生時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて、以下の設備分類毎に必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

格納容器内の重大事故等対処設備は、重大事故等発生時の格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なうことのない設計とする。

原子炉建屋原子炉棟内及びその他の建屋内の重大事故等対処設備は、重



大事故等発生時における屋内の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なうことのない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。操作は、中央制御室、異なる区画（フロア）若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。

屋外の重大事故等対処設備は、重大事故等発生時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は必要に応じ、離れた場所又は設置箇所から可能な設計とする。また、地震、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、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の転倒防止、固縛の措置をとる。

海水を通水する系統への影響を考慮し、常時海水を通水する、海に設置する又は海で使用する重大事故等対処設備は、耐腐食性材料を使用する。常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。原則、淡水を通水するが、海水も通水する可能性のある重大事故等対処設備は、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで設備への海水の影響を考慮する。また、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

電磁波による影響に対しては、重大事故等対処設備は、重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

重大事故等対処設備は、事故対応のために配置・配備している自主対策設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を損なうことのない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災、溢水による波及的影響を考慮する。溢水に対しては、止水対策及び重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備の安全機能が同時に機能喪失するおそれがないこと等



を考慮した設計する。地震による荷重を含む耐震設計については「1.3.2 重大事故等対処施設の耐震設計」に、火災防護については「1.5.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に基づく設計とする。

## (2) 重大事故等対処設備の設置場所

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定する、又は当該設備の設置場所に遮蔽を設置等することにより、設置場所での操作が可能な設計とする。若しくは、設置場所とは異なる区画や離れた場所で、放射線の影響を受けない位置からの遠隔操作を可能とする、又は中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能を可能とする設計とする。

## (3) 可搬型重大事故等対処設備の設置場所

可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置及び常設設備との接続に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、又は設置場所への遮蔽の設置等により、当該設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。



#### 1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について

##### (1) 操作性の確保

###### a. 操作の確実性

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等発生時の環境条件（「1.1.7.3 環境条件等」）を考慮し、操作が可能な設計とする。操作する全ての設備に対し、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて操作足場を設置する。また、防護具、可搬照明等は重大事故等発生時に迅速に使用できる場所に配備する。

現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とする。工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とする。可搬型重大事故等対処設備は運搬、設置が確実に行えるように、人力又は車両等による運搬、移動ができるとともに、必要により設置場所にてアウトリガの張り出し又は固縛等が可能な設計とする。

現場の操作スイッチは運転員等の操作性を考慮した設計とする。また、電源操作が必要な設備は、感電防止のため露出した充電部への近接防止を考慮した設計とする。

現場において人力で操作を行う弁は、手動操作が可能な設計とする。

現場での接続操作は、ボルト・ネジ接続、フランジ接続又はより簡便な接続方式により、確実に接続が可能な設計とする。

重大事故等に対処するために迅速な操作を必要とする機器は、必要な時間内に操作できるように中央制御室での操作が可能な設計とする。制御盤の操作器は運転員の操作性を考慮した設計とする。

想定される重大事故等において操作する重大事故等対処設備のうち動



的機器については、その作動状態の確認が可能な設計とする。

b. 系統の切替性

重大事故等対処設備のうち、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は、通常時に使用する系統から速やかに切替操作が可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。

c. 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性

可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルはボルト・ネジ又はより簡便な接続方式を用い、配管はフランジ接続により容易かつ確実に接続できる設計とする。高圧窒素ガスボンベ及びタンクローリ等については、各々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。

d. 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保

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、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の設計とする。

屋外及び屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路(以下「アクセスルート」という。)は、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、複数のアクセスルートを確保する。

屋外及び屋内アクセスルートに対して、自然現象として、地震、津波、



洪水，風(台風)，竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，森林火災及び高潮を考慮し，外部人為事象として，航空機落下，ダムの崩壊，爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス，電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズムを考慮する。

屋外アクセスルートに対する地震による影響(周辺構造物等の倒壊，周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり)，その他自然現象による影響(風(台風)及び竜巻による飛来物，積雪，火山の影響)を想定し，複数のアクセスルートの中から状況を確認し，早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため，障害物を除去可能なホイールローダを2台(予備3台)保管，使用する。また，地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対しては，道路上への自然流下も考慮した上で，通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する設計とする。

津波の影響については，基準津波を考慮した防潮堤により防護されたアクセスルートを確保する設計とする。

森林火災，爆発，近隣工場等の火災及び有毒ガスに対して，複数のアクセスルートを確保する設計とする。

落雷及び電磁的障害に対しては道路面が直接影響を受けることはなく，生物学的事象に対しては容易に排除可能なため，アクセスルートへの影響はない。

屋外のアクセスルートは，地震の影響による周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で，ホイールローダによる崩壊箇所の復旧を行うことで，通行性を確保できる設計とする。また，不等沈下及び地中構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所において，想定を上回る段差が発生した場合は，別ルートの選定又は土のう等による段差解消対策により対処する設計とする。



屋外アクセスルートは、考慮すべき自然現象のうち、凍結及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備し、車両については走行可能なタイヤを装着することにより通行性を確保できる設計とする。なお、融雪剤の配備等については、「添付書類十 5.1 重大事故等対策」に示す。

大規模な自然災害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大規模損壊発生時の消火活動等については、「添付書類十 5.2 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応」に示す。

屋外アクセスルートの地震発生時における、火災の発生防止策（可燃物収納器の固縛による転倒防止）及び火災の拡大防止策（大量の可燃物を内包する変圧器の防油堤の設置）については、「火災防護計画」に定める。

屋内アクセスルートは、自然現象として考慮する津波、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象及び森林火災による影響及び外部人為事象として考慮する爆発、近隣工場等の火災及び有毒ガスに対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。

屋内アクセスルートにおいては、溢水等に対して、アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具を着用する。また、地震時に通行が阻害されないように、アクセスルート上の資機材の固縛、転倒防止対策及び火災の発生防止対策を実施する。

屋外及び屋内アクセスルートにおいては、被ばくを考慮した放射線防護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。また、夜間及び停電時の確実な運搬や移動のため可搬型照明装置を配備する。これらの運用については、「添付書類十 5.1 重大事故等対策」に示



す。

洪水，地滑り，ダムの崩壊及び近隣工場等の火災のうち石油コンビナート施設等の火災については，立地的要因により設計上考慮する必要はない。

高潮及び船舶の衝突については，影響を受けない敷地高さにアクセスルートを設定する。

航空機落下については，原子炉施設への航空機の落下確率が，防護設計の可否を判断する基準である $10^{-7}$ 回／炉・年を超えないとの理由により設計上考慮する必要はない。

## (2) 試験・検査性

重大事故等対処設備は，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必要な箇所の保守点検，試験又は検査を実施できるよう，機能・性能の確認，漏えいの有無の確認，分解点検等ができる構造とする。また，接近性を考慮して必要な空間等を備え，構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする。

試験及び検査は，使用前検査，施設定期検査，定期安全管理検査及び溶接安全管理検査の法定検査に加え，保全プログラムに基づく点検が実施可能な設計とする。

原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は，原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き，運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とする。また，多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあっては，各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。

代替電源設備は，電気系統の重要な部分として，適切な定期試験及び検



査が可能な設計とする。

構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備は，原則として分解・開放（非破壊検査を含む。）が可能な設計とし，機能・性能確認，各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより，分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。



## 2.3 重大事故等対処設備の基本設計方針【43条】

### < 添付資料 目次 >

#### 2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について【43条1-五，43条2- 二，三，43条3- 三，五，七】

##### (1) 多様性，位置的分散

- a．常設重大事故等対処設備（第43条 第2項 第3号）
- b．可搬型重大事故等対処設備（第43条 第3項 第5号及び第7号）
- c．可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口（第43条 第3項 第3号）

##### (2) 悪影響防止（第43条 第1項 第5号）

##### (3) 共用の禁止（第43条 第2項 第2号）

#### 2.3.2 容量等【43条2- 一，43条3- 一】

##### (1) 常設重大事故等対処設備（第43条 第2項 第1号）

##### (2) 可搬型重大事故等対処設備（第43条 第3項 第1号）

#### 2.3.3 環境条件等【43条1- 一，六，43条3- 四】

##### (1) 環境条件（第43条 第1項 第1号）

##### (2) 重大事故等対処設備の設置場所（第43条 第1項 第6号）

##### (3) 可搬型重大事故等対処設備の設置場所（第43条 第3項 第4号）

#### 2.3.4 操作性及び試験・検査性について【43条1- 二，三，四，43条3- 二，六】



(1) 操作性の確保

a. 操作の確実性（第43条 第1項 第2号）

b. 系統の切替性（第43条 第1項 第4号）

c. 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性（第43条 第3項 第2号）

d. 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保（第43条 第3項 第6号）

(2) 試験・検査性（第43条 第1項 第3号）



## 2.3 重大事故等対処設備の基本設計方針

### 2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について【43条1- 五，43条2- 二，三，43条3- 三，五，七】

#### 【設置許可基準規則】

##### （重大事故等対処設備）

第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない

五 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。

2 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあっては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。

二 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。

三 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。

3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。

三 常設設備と接続するものにあっては、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。

五 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。

七 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。

（解釈）

- 1 第1項から第3項までに規定する「想定される重大事故等」とは、本規程第37条において想定する事故シーケンスグループ（炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、計画された対策が想定するもの。）、想定する格納容器破損モード、使用済燃料貯蔵槽内における想定事故及び想定する運転停止中事故シーケンスグループをいう。
- 3 第1項第5号に規定する「他の設備」とは、設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む。
- 4 第2項第3号及び第3項第7号に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、可能な限り多様性を考慮したものをいう。
- 6 第3項第3号について、複数の機能で一つの接続口を使用する場合は、それぞれの機能に必要な容量（同時に使用する可能性がある場合は、合計の



容量)を確保することができるように接続口を設けること。

- 7 第3項第5号について、可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、故意による大型航空機の衝突も考慮すること。例えば原子炉建屋から100m以上離隔をとり、原子炉建屋と同時に影響を受けないこと。又は、故意による大型航空機の衝突に対して頑健性を有すること。

(1) 多様性、位置的分散

共通要因としては、環境条件、自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（以下「外部人為事象」という。）、溢水、火災及びサポート系の故障を考慮する。

自然現象については、地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮の事象を考慮する。

地震、津波以外の自然現象の組合せについては、風（台風）、積雪及び火山の影響を考慮する。

地震、津波を含む自然現象の組合せについては、それぞれ「2.1.2 耐震設計の基本方針」「2.1.3 耐津波設計の基本方針」にて考慮する。

外部人為事象については、航空機落下、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機衝突その他のテロリズムを考慮する。

故意による大型航空機衝突その他のテロリズムについては、可搬型重大事故等対処設備による対策を講じることとする。

建屋については、地震、津波、火災及び外部からの衝撃による損傷を防止できる設計とする。

重大事故等対処設備について、可能な限り多様性を考慮する。



a. 常設重大事故等対処設備（第43条 第2項 第3号）

常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備及び使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能を有する設備（以下、「設計基準事故対処設備等」）の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。ただし、常設重大事故防止設備のうち、計装設備について、重要代替監視パラメータ（当該パラメータの他のチャンネルの計器を除く。）による推定は、重要監視パラメータと異なる物理量（水位、注水量等）又は測定原理とする等、重要監視パラメータに対して可能な限り多様性を持った方法により計測できる設計とする。重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

環境条件に対しては、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、荷重及びその他使用条件において、常設重大事故防止設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等発生時の環境条件における健全性については「2.3.3 環境条件等」に記載する。風（台風）及び竜巻のうち風荷重、凍結、降水、積雪、火山の影響及び電磁的障害に対して、常設重大事故防止設備は機能が損なわれない設計とする。

常設重大事故防止設備は、「2.1.1 発電用原子炉施設の位置」に基づく地盤上に設置するとともに、地震、津波及び火災に対しては、「2.1.2 耐震設計の基本方針」、「2.1.3 耐津波設計の基本方針」及び「2.2 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。地震、津波、溢水及び火災に対して、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等



と位置的分散を図る。また、常設重大事故防止設備は、地震による使用済燃料プールからの溢水に対して機能を損なわない設計とする。

風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び電磁的障害に対して、常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設置するか、又は設計基準事故対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、位置的分散を図り、屋外に設置する。

落雷に対して常設代替高圧電源装置は、避雷設備又は接地設備により防護する設計とする。

生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により安全機能が損なわれるおそれのない設計とする。

また、生物学的事象のうちクラゲ等の海生生物から影響を受けるおそれのある屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策等により安全機能が損なわれるおそれのない設計とする。

洪水、地滑り、ダムの崩壊及び近隣工場等の火災のうち石油コンビナート施設等の火災については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

高潮及び船舶の衝突については、影響をうけない敷地高さに設置する。

航空機落下については、原子炉施設への航空機の落下確率が、防護設計の可否を判断する基準である  $10^{-7}$  回/炉・年を超えないとの理由により設計上考慮する必要はない。

サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と異なる駆動源、冷却源を用いる設計とする。又は駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また、常設重大事故防止設備



は設計基準事故対処設備等と可能な限り異なる水源を用いる設計とする。

なお、常設重大事故緩和設備、及び防止でも緩和でもない常設重大事故等対処設備は、共通要因に対して、同一の機能を有する設備と同時に機能を損なうおそれがないように、同一の機能を有する設備と、可能な限りの多様性、位置的分散を図る設計とするか、可能な限り頑健性をもたせた設計とする。

更に、重大事故等対処設備は、共通要因により、重大事故等対処設備の有する原子炉の未臨界移行機能、燃料冷却機能、格納容器除熱機能及び使用済燃料プール注水の各機能を損なわないよう、同一の機能を有する重大事故等対処設備と可能な限り多様性、位置的分散を図る設計とする。

b. 可搬型重大事故等対処設備（第43条 第3項 第5号及び第7号）

可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備又は常設重大事故防止設備と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないように、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な処置を講じた設計とする。

また、可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災、高潮、航空機落下、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機衝突その他のテロリズム、設計基準事故対処設備等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。

環境条件については、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，荷重及びその他の使用条件において，可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等発生時の環境条件における健全性については「2.3.3環境条件等」に記載する。風（台風）及び竜巻のうち風荷重，凍結，降水，積雪，火山の影響及び電磁的障害に対して可搬型重大事故等対処設備は，環境条件にて考慮し，機能が損なわれない設計とする。

地震に対して可搬型重大事故等対処設備は，原子炉建屋等の頑健な建屋内に保管する，又は屋外に保管する場合は，共通要因によりすべての設備が同時に機能を喪失しないよう転倒しないことを確認する若しくは必要により固縛等の処置をするとともに，地震により生ずる敷地下斜面のすべり，液状化及び揺すり込みによる不等沈下，地盤支持力の不足，地中埋設構造物の損壊等の影響を受けない設計とする。

津波に対して，可搬型重大事故等対処設備は，津波の影響を受けない保管場所に保管する設計とする。

地震及び津波に対して可搬型重大事故等対処設備は，「2.1.2 耐震設計の基本方針」，「2.1.3 津波による損傷の防止」にて考慮された設計とする。

火災に対して，可搬型重大事故等対処設備は「2.2 火災による損傷の防止」に基づく火災防護を行う。

地震，津波，溢水及び火災に対して可搬型重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と同時に機能を損なうおそれがないように，設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り，複数箇所に保管する。

風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，火山の影響，生物学的事象，森林火災，爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス及び電磁的障害に



対して、可搬型重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故防止設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の保管場所に保管する設計とする。クラゲ等の海生生物の影響を受けるおそれのある屋外の可搬型重大事故等対処設備は、海生生物の侵入を受けにくい複数の取水箇所を設定し、状況に応じて選定できる設計とする。

故意による大型航空機の衝突その他テロリズムに対して、屋内の可搬型重大事故等対処設備は、可能な限り設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建屋から100m以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する設計とする。

洪水、地滑り、ダムの崩壊及び近隣工場等の火災のうち石油コンビナート施設等の火災については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

高潮及び船舶の衝突については、影響を受けない敷地高さに保管する設計とする。

航空機落下については、原子炉施設への航空機の落下確率が、防護設計の要否を判断する基準である $10^{-7}$ 回／炉・年を超えないとの理由により設計上考慮する必要はない。

サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、



油，冷却水を考慮し，可搬型重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と異なる駆動源，冷却源を用いる設計とするか，駆動源，冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また，水源についても可能な限り，異なる水源を用いる設計とする。

なお，可搬型重大事故緩和設備並びに可搬型事故防止設備及び可搬型重大事故緩和設備に該当しない可搬型重大事故対処設備は，共通要因に対して，同一の機能を有する設備と同時にその機能を損なうおそれがないように，同一の機能を有する設備と可能な限り多様性，位置的分散を図る設計とするか，又は可能な限りの頑健性を有する設計とする。

更に，重大事故等対処設備は，共通要因により，重大事故等対処設備の有する原子炉の未臨界移行機能，燃料冷却機能，格納容器除熱機能及び使用済燃料プール注水の各機能を同時に損なうおそれがないように，同一の機能を有する重大事故等対処設備と可能な限りの多様性，位置的分散を図る設計とする。

c．可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口（第43条 第3項 第3号）

原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型重大事故等対処設備と常設設備との接続口は，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，建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内に適切な離隔距離をもって複数箇所設置する。

環境条件に対して，接続口は，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，荷重及びその他の使用条件において，その機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等発生時の環境条件における健全性については「2.3.3 環境条件等」に記載する。また，風（台風）



及び竜巻による風荷重，凍結，降水，積雪，火山の影響及び電磁的障害に対しては，環境条件にて考慮し，機能が損なわれない設計とする。

地震に対して，接続口は，「2.1.1 発電用原子炉施設の位置」に基づく地盤上の建屋内又は建屋面に複数箇所設置する。屋外に設置する場合は，地震により生ずる敷地下斜面のすべり，液状化及び揺すり込みによる不等沈下，地盤支持力の不足，地中埋設構造物の損壊等の影響により機能を喪失しない位置に設置する。

地震，津波及び火災に対しては，「2.1.2 耐震設計の基本方針」，「2.1.3 耐津波設計の基本方針」及び「2.2火災による損傷の防止」に基づく設計とする。

溢水に対しては，想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置する。

風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，火山の影響，生物学的事象，森林火災，爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス，電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズムに対しては，隣接しない位置に接続口を複数箇所設置する。

生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外に設置する場合は，開口部の閉止により安全機能が損なわれるおそれのない設計とする。

洪水，地滑り，ダムの崩壊及び近隣工場等の火災のうち石油コンビナート施設等の火災については，立地的要因により設計上考慮する必要はない。

高潮及び船舶の衝突については，影響を受けない敷地高さに設置する設計とする。

航空機落下については，原子炉施設への航空機の落下確率が，防護設計の可否を判断する基準である $10^{-7}$ 回／炉・年を超えないとの理由に



より設計上考慮する必要はない。

また、可搬型代替低圧電源車の接続については、一つの接続口で可搬型代替交流電源設備と可搬型代替直流電源設備の二つの機能を兼用して使用することから、それぞれの機能に必要な容量が確保出来る接続口を設ける設計とする。

## (2) 悪影響防止（第43条 第1項 第5号）

重大事故等対処設備は発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

他の設備への悪影響としては、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電氣的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、他の設備の機能に影響を及ぼさない設計とする。

系統的な影響に対しては、重大事故等対処設備は、弁等の操作によって設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすること、重大事故等発生前（通常時）の隔離又は分離された状態から弁等の操作や接続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、他の設備から独立して単独で使用可能なこと、又は設計基準対象施設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により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、放水砲については、建屋への放水により、当該設備の使用を想定する重大事故発生時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

内部発生飛散物による影響に対しては、内部発生エネルギーの高い流体



を内蔵する弁及び配管の破断，高速回転機器の破損，ガス爆発並びに重量機器の落下を考慮し，重大事故等対象設備がタービンミサイル等の発生源となることを防ぐことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(3) 共用の禁止（第43条 第2項 第2号）

重大事故等対象設備の各機器については，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。



## 2.3.2 容量等【43条2- 一，43条3- 一】

### 【設置許可基準規則】

(重大事故等対処設備)

#### 第四十三条

2 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあつては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。

一 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。

3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。

一 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。

(解釈)

1 第1項から第3項までに規定する「想定される重大事故等」とは、本規程第37条において想定する事故シーケンスグループ（炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、計画された対策が想定するもの。）、想定する格納容器破損モード、使用済燃料貯蔵槽内における想定事故及び想定する運転停止中事故シーケンスグループをいう。

5 第3項第1号について、可搬型重大事故等対処設備の容量は、次によるこ



と。

- (a) 可搬型重大事故等対処設備のうち、可搬型代替電源設備及び可搬型注水設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）にあっては、必要な容量を賄うことができる可搬型重大事故等対処設備を1基あたり2セット以上を持つこと。

これに加え、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を工場等全体で確保すること。

- (b) 可搬型重大事故等対処設備のうち、可搬型直流電源設備等であって負荷に直接接続するものにあっては、1負荷当たり1セットに、工場等全体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を加えた容量を持つこと。

- (c) 「必要な容量」とは、当該原子炉において想定する重大事故等において、炉心損傷防止及び格納容器破損防止等のために有効に必要な機能を果たすことができる容量をいう。

(1) 常設重大事故等対処設備（第43条 第2項 第1号）

常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展等を考慮し、重大事故等発生時に必要な目的を果たすために、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組み合わせにより達成する。

常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とする。

なお、「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、弁吹出量、発電機容量及び蓄電池容量並びに計装設備の計測範囲及び作動信号の設定



値とする。

常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とする。

常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等発生時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。

## (2) 可搬型重大事故等対処設備（第43条 第3項 第1号）

可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展を考慮し、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組み合わせにより達成する。

可搬型重大事故等対処設備は、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする。

なお、「容量等」とは、必要となる機器のポンプ流量、発電機容量、蓄電池容量及びボンベ容量並びに計測器の計測範囲とする。

可搬型重大事故等対処設備の複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばく低減が図れるものは、同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量等を合わせた容量等とし、兼用できる設計とする。

可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を有する設備を2セッ



トに加え，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を確保する。

また，可搬型重大事故等対処設備のうち，負荷に直接接続する高圧窒素ガスボンベ及び逃がし安全弁用可搬型電池は，必要となる容量等を有する設備を1基あたり1セットに加え，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発電所全体で予備を確保する。

上記以外の可搬型重大事故等対処設備は，必要となる容量等を有する設備を1基あたり1セット確保し，プラントの安全性を向上させる観点から，設備の信頼度等を考慮して，自主的にバックアップを確保する。

詳細な設備仕様については，「3. 個別機能の設計方針」のうち各設備の「容量等」に示す。



### 2.3.3 環境条件等【43条1- 一， 六， 43条3- 四】

#### 【設置許可基準規則】

#### （重大事故等対処設備）

第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。

一 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。

六 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。

3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。

四 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。

#### （解釈）

1 第1項から第3項までに規定する「想定される重大事故等」とは、本規程第37条において想定する事故シーケンスグループ（炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、計画された対策が想定するもの。）、想定する格納容器破損モード、使用済燃料貯蔵槽内における想定事故及び想定する運転停止中事故シーケンスグループをいう。

#### （1）環境条件（第43条 第1項 第1号）

重大事故等対処設備は、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、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置（使用）、保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすると共に、操作が可能は設計とする。

重大事故等発生時の環境条件については、温度（環境温度、使用温度）、放射線、荷重に加えて、その他の使用条件として、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等発生時に海水を通水する系統への影響、電磁波による影響及び周辺機器等からの悪影響について考慮する。

荷重としては、重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、圧力、温度及び自然現象（地震、風（台風）及び竜巻の風荷重、積雪、火山の影響）による荷重を考慮する。地震以外の自然現象の組合せについては、風（台風）、積雪及び火山の影響による荷重の組合せを考慮する。地震を含む自然現象の組合せについては、「2.1.2 耐震設計の基本方針」にて考慮する。

これらの環境条件の内、重大事故等発生時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等発生時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて、以下の設備分類毎に必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

格納容器内の重大事故等対処設備は、重大事故等発生時の格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なうことのない設計とする。

原子炉建屋原子炉棟内及びその他の建屋内の重大事故等対処設備は、重大事故等発生時における屋内の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なうことのない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、



固縛の措置をとる。操作は、中央制御室、異なる区画（フロア）若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。

屋外の重大事故等対処設備は、重大事故等発生時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は必要に応じ、離れた場所又は設置箇所から可能な設計とする。また、地震、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、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の転倒防止、固縛の措置をとる。

海水を通水する系統への影響を考慮し、常時海水を通水する、海に設置する又は海で使用する重大事故等対処設備は、耐腐食性材料を使用する。常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。原則、淡水を通水するが、海水も通水する可能性のある重大事故等対処設備は、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで設備への海水の影響を考慮する。また、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

電磁波による影響に対しては、重大事故等対処設備は、重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

重大事故等対処設備は、事故対応のために配置・配備している自主対策設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を損なうことのない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災、溢水による波及的影響を考慮する。溢水に対しては、止水対策及び重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備の安全機能が同時に機能喪失するおそれがないこと等を考慮した設計とする。地震による荷重を含む耐震設計については「2.1.2 耐震設計の基本方針」に、火災防護については「2.2 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。



(2) 重大事故等対処設備の設置場所（第43条 第1項 第6号）

重大事故等対処設備は，想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように，放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定する，又は当該設備の設置場所に遮蔽を設置等することにより，設置場所での操作が可能な設計とする。若しくは，設置場所とは異なる区画や離れた場所で，放射線の影響を受けない位置からの遠隔操作を可能とする，又は中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能を可能とする設計とする。

(3) 可搬型重大事故等対処設備の設置場所（第43条 第3項 第4号）

可搬型重大事故等対処設備は，想定される重大事故等が発生した場合においても設置及び常設設備との接続に支障がないように，放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定，又は設置場所への遮蔽の設置等により，当該設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。



2.3.4操作性及び試験・検査性について【43条1- 二, 三, 四, 43条3- 二, 六】

【設置許可基準規則】

(重大事故等対処設備)

第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。

二 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。

三 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。

四 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。

3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。

二 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。

六 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。

(解釈)

1 第1項から第3項までに規定する「想定される重大事故等」とは、本規程



第37条において想定する事故シーケンスグループ（炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、計画された対策が想定するもの。）、想定する格納容器破損モード、使用済燃料貯蔵槽内における想定事故及び想定する運転停止中事故シーケンスグループをいう。

2 第1項第3号の適用に当たっては、第12条第4項の解釈に準ずるものとする。

#### (1) 操作性の確保

##### a. 操作の確実性（第43条 第1項 第2号）

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等発生時の環境条件（「2.3.1.1 環境条件等」）を考慮し、操作が可能な設計とする。操作する全ての設備に対し、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて操作足場を設置する。また、防護具、可搬照明等は重大事故等発生時に迅速に使用できる場所に配備する。

現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とする。工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とする。可搬型重大事故等対処設備は運搬、設置が確実に行えるように、人力又は車両等による運搬、移動ができるとともに、必要により設置場所にてアウトリガの張り出し又は固縛等が可能な設計とする。

現場の操作スイッチは運転員等の操作性を考慮した設計とする。また、電源操作が必要な設備は、感電防止のため露出した充電部への近接防止を考慮した設計とする。

現場において人力で操作を行う弁は、手動操作が可能な設計とする。

現場での接続操作は、ボルト・ネジ接続、フランジ接続又はより簡便



な接続方式により，確実に接続が可能な設計とする。

重大事故等に対処するために迅速な操作を必要とする機器は，必要な時間内に操作できるように中央制御室での操作が可能な設計とする。制御盤の操作器は運転員の操作性を考慮した設計とする。

想定される重大事故等において操作する重大事故等対処設備のうち動的機器については，その作動状態の確認が可能な設計とする。

b．系統の切替性（第43条 第1項 第4号）

重大事故等対処設備のうち，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は，通常時に使用する系統から速やかに切替操作が可能なように，系統に必要な弁等を設ける設計とする。

c．可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性（第43条 第3項 第2号）

可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては，容易かつ確実に接続できるように，ケーブルはボルト・ネジ又はより簡便な接続方式を用い，配管はフランジ接続により容易かつ確実に接続できる設計とする。高圧窒素ガスボンベ及びタンクローリ等については，各々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。

d．発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保（第43条 第3項 第6号）

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，発電所内の道路及び通路が確保できるよう，以下の設計とする。

屋外及び屋内において，想定される重大事故等の対処に必要な可搬型



重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路(以下「アクセスルート」という。)は、自然現象、外部人為事象、洪水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、複数のアクセスルートを確保する。

屋外及び屋内アクセスルートに対して、自然現象として、地震、津波、洪水、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を考慮し、外部人為事象として、航空機落下、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズムを考慮する。

屋外アクセスルートに対する地震による影響(周辺構造物等の倒壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり)、その他自然現象による影響(風(台風)及び竜巻による飛来物、積雪、火山の影響)を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダを2台(予備3台)保管、使用する。また、地震による屋外タンクからの洪水及び降水に対しては、道路上への自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する設計とする。

津波の影響については、基準津波を考慮した防潮堤により防護されたアクセスルートを確保する設計とする。

森林火災、爆発、近隣工場等の火災及び有毒ガスに対して、複数のアクセスルートを確保する設計とする。

落雷及び電磁的障害に対しては道路面が直接影響を受けることはなく、生物学的事象に対しては容易に排除可能なため、アクセスルートへの影響はない。



屋外のアクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる崩壊箇所の復旧を行うことで、通行性を確保できる設計とする。また、不等沈下及び地中構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所において、想定を上回る段差が発生した場合は、別ルートの選定又は土のう等による段差解消対策により対処する設計とする。

屋外アクセスルートは、考慮すべき自然現象のうち、凍結及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備し、車両については走行可能なタイヤを装着することにより通行性を確保できる設計とする。なお、融雪剤の配備等については、『「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処置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料(以下「技術的能力説明資料」という)1.0重大事故等対策における共通事項』に示す。

大規模な自然災害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大規模損壊発生時の消火活動等については、「技術的能力説明資料2.0大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応」に示す。

屋外アクセスルートの地震発生時における、火災の発生防止策（可燃物収納器の固縛による転倒防止）及び火災の拡大防止策（大量の可燃物を内包する変圧器の防油堤の設置）については、「火災防護計画」に定める。

屋内アクセスルートは、自然現象として考慮する津波、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象及び森林火災による影響及び外部人為事象として考慮する爆発、近隣工場等の火災及び有毒ガスに対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋



内に確保する設計とする。

屋内アクセスルートにおいては、溢水等に対して、アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具を着用する。また、地震時に通行が阻害されないように、アクセスルート上の資機材の固縛、転倒防止対策及び火災の発生防止対策を実施する。

屋外及び屋内アクセスルートにおいては、被ばくを考慮した放射線防護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。また、夜間及び停電時の確実な運搬や移動のため可搬型照明装置を配備する。これらの運用については、「技術的能力説明資料1.0重大事故等対策における共通事項」に示す。

洪水、地滑り、ダムの崩壊及び近隣工場等の火災のうち石油コンビナート施設等の火災については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

高潮及び船舶の衝突については、影響を受けない敷地高さにアクセスルートを設定する。

航空機落下については、原子炉施設への航空機の落下確率が、防護設計の要否を判断する基準である $10^{-7}$ 回／炉・年を超えないとの理由により設計上考慮する必要はない。

## (2) 試験・検査性（第43条 第1項 第3号）

重大事故等対処設備は、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必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とする。また、接近性を考慮して必要な空間等を備え、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする。



試験及び検査は、使用前検査、施設定期検査、定期安全管理検査及び溶接安全管理検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検が実施可能な設計とする。

原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器においては、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。

代替電源設備は、電気系統の重要な部分として、適切な定期試験及び検査が可能な設計とする。

構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備は、原則として分解・開放(非破壊検査を含む。)が可能な設計とし、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。



### 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】

基準適合への対応状況



## 6. 計測制御系統施設

### 6.8 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

#### 6.8.1 概 要

運転時の異常な過渡変化時において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格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

緊急停止失敗時に原子炉を未臨界に移行するための設備の系統概要図を第 6.8-1 図から第 6.8-3 図に示す。

#### 6.8.2 設計方針

緊急停止失敗時に原子炉を未臨界に移行するための設備として以下の重大事故等対処設備（代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入，原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制，ほう酸水注入及び原子炉出力急上昇の防止）を設ける。

##### (1) フロントライン系故障時に用いる設備

##### a. 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入

原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力，原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していない事象が発生するおそれがある場合又は発生した場合の重大事故等対処設備（代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入）として、代替制御棒挿入機能を使用する。

代替制御棒挿入機能は、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル 2）の信号により、全制御棒を全挿入させて原子炉を未臨界にできる



設計とする。

また、代替制御棒挿入機能は、中央制御室において操作スイッチを手動で操作することで作動させることができる設計とする。

また、代替制御棒挿入機能により作動する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットについて、原子炉を未臨界にする設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）
- ・ 制御棒
- ・ 制御棒駆動機構
- ・ 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット

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、所内常設直流電源設備である 1 2 5 V A 系蓄電池及び 1 2 5 V B 系蓄電池を重大事故等対処設備として使用する。

#### b. 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していない事象が発生するおそれがある場合又は発生した場合の重大事故等対処設備（原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制）として、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能を使用する。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル 2）の信号で原子炉再循環ポンプを自動で停止させて、原子炉の出力を制御できる設計とする。

その他、設計基準事故対処設備である 1 2 5 V A 系蓄電池及び 1 2 5 V B 系蓄電池を重大事故等対処設備として使用する。



また、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、中央制御室において操作スイッチを手動で操作することで、作動させることができる設計とする。

#### c. ほう酸水注入

原子炉緊急停止系，制御棒及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットの機能が喪失した場合においても，原子炉を臨界未満に維持するための重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として，ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクを使用する。

ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプは，ほう酸水注入系を介して，中性子吸収材を炉心底部から注入して負の反応度を与え，原子炉を徐々に低温停止させる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・ ほう酸水注入ポンプ
- ・ ほう酸水貯蔵タンク

その他，設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器及び非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

#### d. 原子炉出力急上昇の防止

原子炉スクラムに失敗した場合の重大事故等対処設備（原子炉出力急上昇の防止）として，自動減圧系の起動阻止スイッチを使用する。

中央制御室での操作により，手動で自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の起動を阻止することで，原子炉スクラム失敗時に高圧炉心スプレイ系，低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水されることによる原子炉の出力の急激な上昇を防止できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。



- ・自動減圧系の起動阻止スイッチ

#### 6.8.2.1 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。

代替制御棒挿入機能の論理回路は，原子炉緊急停止系の論理回路から電氣的・物理的に分離することで原子炉緊急停止系と同時に機能喪失しない設計とする。

代替制御棒挿入機能の論理回路は，原子炉緊急停止系の論理回路から電氣的・物理的に分離し，独立した盤として，原子炉建屋付属棟に設置することで位置的分散を図る設計とする。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の論理回路は，原子炉緊急停止系の論理回路から電氣的・物理的に分離することで原子炉緊急停止系と同時に機能喪失しない設計とする。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の論理回路は，原子炉緊急停止系の論理回路から電氣的・物理的に分離し，独立した盤として，原子炉建屋付属棟に設置することで位置的分散を図る設計とする。

ほう酸水注入系のほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは，設計基準事故対処設備である制御棒及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットと異なる駆動源とすることで多様性を持つ設計とする。

ほう酸水注入系のほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは，設計基準事故対処設備である制御棒及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう原子炉建屋原子炉棟内で位置的分散を図る設計とする。

自動減圧系の起動阻止スイッチは，設計基準事故対処設備である自動減圧



系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、中央制御室内で位置的分散を図る設計とする。

#### 6.8.2.2 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。

代替制御棒挿入機能の論理回路は，原子炉緊急停止系と異なる制御盤に収納し，検出器から論理回路及び作動する電磁弁を原子炉緊急停止系と独立した構成とするとともに，代替制御棒挿入機能の論理回路は原子炉緊急停止系の論理回路の電源と異なる遮断器から供給することで，他の設備へ悪影響を及ぼさない設計とする。

また，代替制御棒挿入機能により作動する制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは，設計基準対象施設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から，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は，原子炉緊急停止系と異なる制御盤に収納するとともに，代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の論理回路は原子炉緊急停止系の論理回路の電源と異なる遮断器から供給することで，他の設備へ悪影響を及ぼさない設計とする。

ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは，設計基準対象施設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から，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

過渡時自動減圧機能の自動減圧系の起動阻止スイッチは，スイッチ接点以降は分離することで，自動減圧系に悪影響を与えない設計とする。



#### 6.8.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界に移行するための設備として使用する代替制御棒挿入機能は、原子炉スクラム失敗時に作動する設備であることから、原子炉圧力高スクラム設定値より高く、逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッション・プールへの負荷を考慮した設定値で作動する設計とする。また、原子炉水位低（レベル 3）の信号で、制御棒挿入に失敗した場合に作動する設備であることから原子炉水位異常低下（レベル 2）で作動する設計とする。

また、制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットの容量にて全ての制御棒を全挿入することが可能な駆動水を有する容量とする。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界に移行するための設備として使用する代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、原子炉圧力上昇及び原子炉水位低下に至る緊急停止失敗時に、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の健全性を維持するために作動する設備であることから、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル 2）の信号で原子炉再循環ポンプ 2 台を自動停止する設計とする。

ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備の機能と兼用しており、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

自動減圧系の起動阻止スイッチは、設計基準事故対処設備で使用するものと同仕様で設計する。

#### 6.8.2.4 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。

代替制御棒挿入機能は、中央制御室、原子炉建屋付属棟及び原子炉建屋原



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。

代替制御棒挿入機能の操作は中央制御室で可能な設計とする。

代替制御棒挿入機能により作動する制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは，格納容器内及び原子炉建屋原子炉棟に設置し，重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は，中央制御室，原子炉建屋付属棟及び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。代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の操作は中央制御室で可能な設計とする。

ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは，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。

ほう酸水注入系の操作は中央制御室で可能な設計とする。

自動減圧系の起動阻止スイッチは，中央制御室内に設置し，重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。

#### 6.8.2.5 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。

代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入を行う系統は，重大事故等時に論理回路にて自動的に信号を発信する設計とする。また，中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

代替制御棒挿入機能により作動する制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは，操作不要な設計とする。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による原子炉出力抑制を行う系統は，



重大事故等時に論理回路にて自動的に信号を発信する設計とする。また、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

ほう酸水注入を行う系統は、重大事故が発生した場合でも、設計基準対象施設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設計とする。また、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

自動減圧系の起動阻止スイッチは、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

#### 6.8.3 主要設備及び仕様

緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備の主要設備及び仕様を第 6.8-1 表に示す。

#### 6.8.4 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。

代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入に使用する論理回路は、機能・性能の確認が可能なように、模擬入力による動作確認、校正及び設定値確認できる設計とする。

代替制御棒挿入機能により作動する制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは、分解検査として表面状態の確認が可能な設計とする。

また、機能・性能の確認が可能なように、制御棒を全引き抜き位置からのスクラムスイッチによるスクラム性能の確認が可能な設計とする。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による原子炉出力抑制に使用する論理回路は、機能・性能の確認が可能なように、模擬入力による動作確認、校



正及び設定値確認できる設計とする。

ほう酸水注入に使用するほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、他の系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの確認が可能な設計とする。

ほう酸水注入ポンプは、分解が可能な設計とする。

ほう酸水貯蔵タンクは、内部の確認が可能なように、フランジを設ける設計とする。また、ほう酸水貯蔵タンクのほう酸濃度及びタンク水位の確認が可能な設計とする。

原子炉出力急上昇の防止に使用する自動減圧系の起動阻止スイッチは、機能・性能の確認が可能なように、実操作による論理回路動作確認ができる設計とする。



第 6.8-1 表 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備主要仕様

(1) 制御棒

主要仕様については、「3.3.3 制御棒及び制御棒駆動機構」に示す。

(2) 制御棒駆動機構

最高使用圧力	12.06MPa[gage]
最高使用温度	302℃
個 数	185

(3) 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット

種 類	円筒縦型（ピストン式）
容 量	18L/個
最高使用圧力	12.06MPa[gage]
最高使用温度	66℃
個 数	185

(4) ほう酸水注入ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界に移行するための設備
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

主要仕様については、「3.3.4 ほう酸水注入系」に示す。



(5) ほう酸水貯蔵タンク

兼用する設備は以下のとおり。

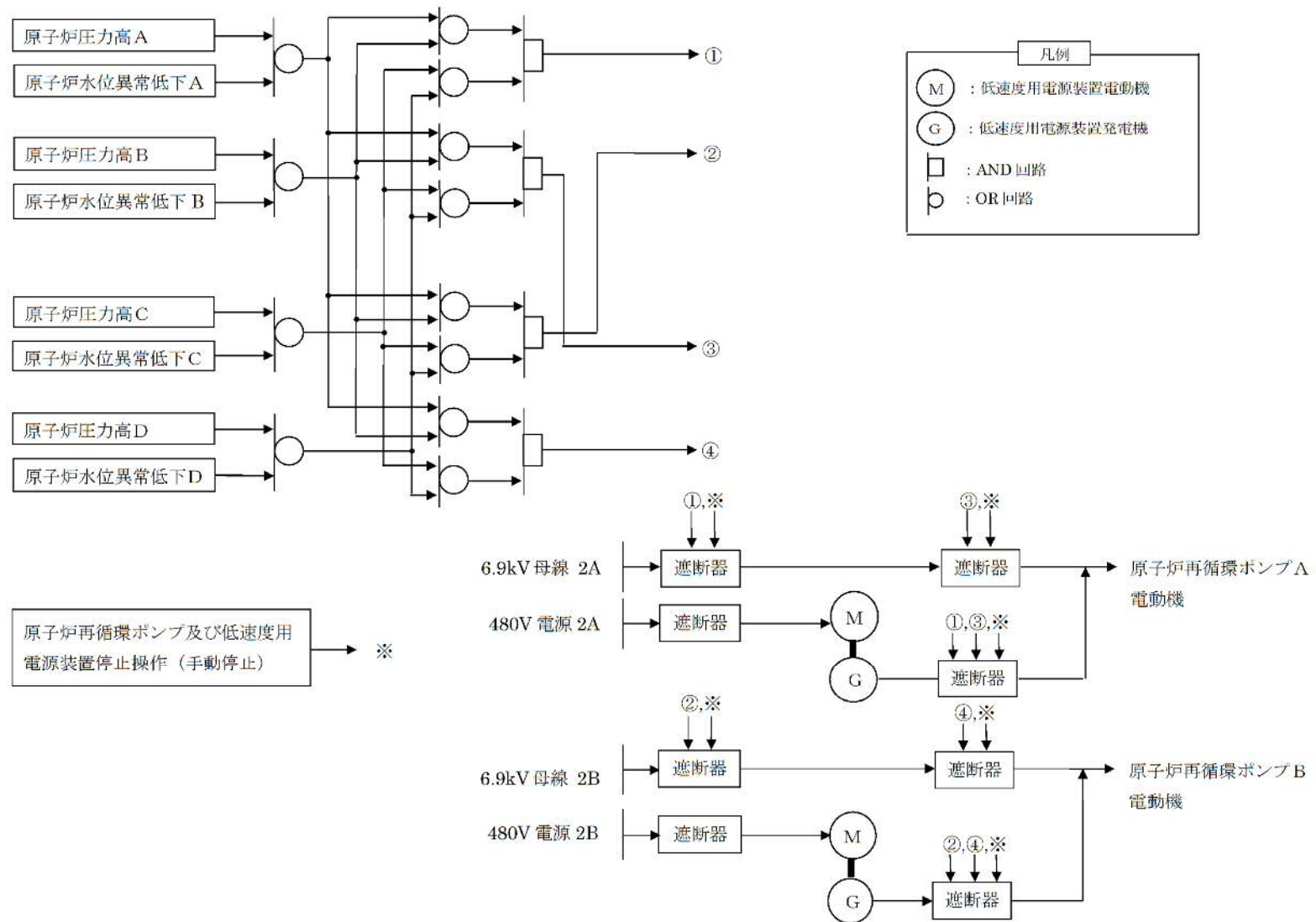
- ・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界に移行するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

主要仕様については、「3.3.4 ほう酸水注入系」に示す。





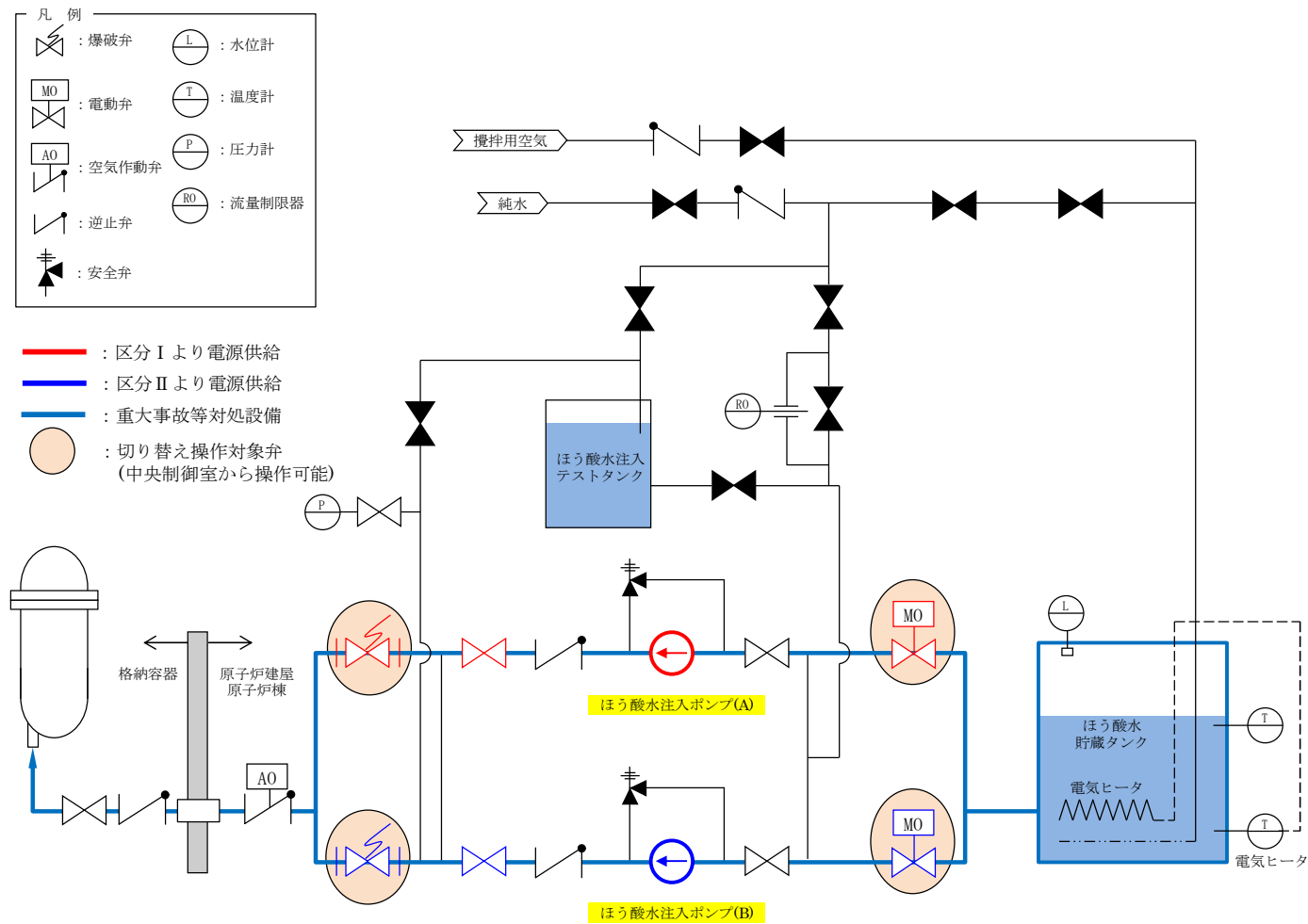




第 6.8－2 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界に移行するための設備 系統概要図

（原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制）





第 6.8－3 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界に移行するための設備 系統概要図  
(ほう酸水注入)



### 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】

#### < 添付資料 目次 >

### 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

#### 3.1.1 設置許可基準規則第44条への適合方針

- (1) 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入
  - (i) A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）（設置許可基準規則解釈の第2項（1） a ））
- (2) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制
  - (i) A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）（設置許可基準規則解釈の第2項（1） b ））
- (3) ほう酸水注入
  - (i) ほう酸水注入系（設置許可基準規則解釈の第2項（1） c ））
- (4) 原子炉出力急上昇の防止
  - (i) 自動減圧系の起動阻止スイッチ
- (5) 原子炉手動スクラム
  - (i) 手動スクラム・スイッチ
  - (ii) 原子炉モード・スイッチ「停止」
- (6) 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制
  - (i) 選択制御棒挿入機構
- (7) 制御棒手動挿入
  - (i) スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ
  - (ii) 計器用空気系配管・弁
  - (iii) スクラム個別スイッチ



(iv) 制御棒駆動系，制御棒手動操作系

(8) 給水系，原子炉給水制御系

(i) 給水系，原子炉給水制御系

### 3.1.2 重大事故等対処設備

#### 3.1.2.1 A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

##### 3.1.2.1.1 設備概要

##### 3.1.2.1.2 主要設備の仕様

(1) 制御棒

(2) 制御棒駆動機構

(3) 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット

##### 3.1.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

##### 3.1.2.1.3.1 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）

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(3) 試験・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(4) 切替えの容易性（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）

##### 3.1.2.1.3.2 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）

#### 3.1.2.2 A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

##### 3.1.2.2.1 設備概要

##### 3.1.2.2.2 主要設備の仕様



### 3.1.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.1.2.2.3.1 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・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）
- (4) 切替えの容易性（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）

#### 3.1.2.2.3.2 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）

### 3.1.2.3 ほう酸水注入系

#### 3.1.2.3.1 設備概要

#### 3.1.2.3.2 主要設備の仕様

- (1) ほう酸水注入ポンプ
- (2) ほう酸水貯蔵タンク

#### 3.1.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

##### 3.1.2.3.3.1 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）
- (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
- (3) 試験・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）
- (4) 切替えの容易性（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）



3.1.2.3.3.2 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）

3.1.2.4 自動減圧系の起動阻止スイッチ

3.1.2.4.1 設備概要

3.1.2.4.2 主要設備の仕様

3.1.2.4.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.1.2.4.3.1 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・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）
- (4) 切替えの容易性（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）

3.1.2.4.3.2 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）



### 3.1 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】

#### 【設置許可基準規則】

（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）

第四十四条 発電用原子炉施設には、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必要な設備を設けなければならない。

（解釈）

1 第44条に規定する「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」とは、発電用原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。

2 第44条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行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。

(1) B W R

a) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路（A R I）を整備すること。

b) 上記1の「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」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備すること。



c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を整備すること。

(2) PWR

a) 上記1の「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」に，原子炉出力を抑制するため，補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び蒸気タービンを自動で停止させる設備を整備すること。

b) 上記1の「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」には，化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備を整備すること。



### 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

#### 3.1.1 設置許可基準規則第44条への適合方針

運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「A T W S」という。）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、原子炉冷却圧力バウンダリ及び格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行させるため、重大事故等対処設備として、A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）、A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）及びほう酸水注入系を設ける。

#### (1) 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入

- ( i ) A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）（設置許可基準規則解釈の第2項（1） a ））

原子炉緊急停止系から独立したA T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）を設け、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル2）の信号により全制御棒を挿入させることができる設計とする。また、スクラム失敗時は手動によりA T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）を作動させることができる設計とする。

なお、A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）により作動する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットについては、原子炉を未臨界にする設計とする。

#### (2) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

- ( i ) A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）（設置許可基準規則解釈の第2項（1） b ））



原子炉緊急停止系から独立した A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）を設け，原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル2）の信号により，原子炉再循環ポンプを自動で停止させることができる設計とする。なお，スクラム失敗時は手動により原子炉再循環ポンプをトリップさせることができる設計とする。

### （3）ほう酸水注入

#### （i）ほう酸水注入系（設置許可基準規則解釈の第2項（1）c））

ほう酸水注入系は，原子炉を十分臨界未満に維持できるだけの反応度抑制効果を有する設計とする。

### （4）原子炉出力急上昇の防止

#### （i）自動減圧系の起動阻止スイッチ

原子炉スクラム失敗時に自動減圧系が自動起動すると，高圧炉心スプレイ系，低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され，出力の急激な上昇に繋がるため，自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の自動減圧系の起動阻止スイッチを用いて，自動起動を阻止する設計とする。

なお，緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための自主対策設備として，以下を整備する。

### （5）原子炉手動スクラム

#### （i）手動スクラム・スイッチ

手動スクラム・スイッチを操作することで，制御棒のスクラム動



作が可能であるため、手動スクラム・スイッチを整備する。

(ii) 原子炉モード・スイッチ「停止」

原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替えることで、制御棒のスクラム動作が可能であるため、原子炉モード・スイッチを整備する。

(6) 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制

(i) 選択制御棒挿入機構

あらかじめ選択した制御棒を自動挿入する機能であるため未臨界の維持は困難であるが、原子炉出力を抑制する手段として有効であるため選択制御棒挿入機構を整備する。

(7) 制御棒手動挿入

(i) スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ

全制御棒全挿入完了までに時間を要し、想定する事故シーケンスグループに対して有効性を確認できないが、スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズを引き抜くことでスクラム・パイロット弁電磁コイルの電源を遮断することで、制御棒のスクラム動作が可能であるため、制御棒を挿入する手段としてスクラム・パイロット弁継電器用ヒューズを整備する。

(ii) 計器用空気系配管・弁

全制御棒全挿入完了までには時間を要し、想定する事故シーケンスグループに対して有効性を確認できないが、現場に設置してある計器用空気系配管内の計器用空気を排出し、スクラム弁ダイヤフラ



ムの空気圧を喪失させることでスクラム弁を開とすることが可能であるため、制御棒を挿入する手段として計器用空気系配管・弁を整備する。

(iii) スクラム個別スイッチ

全制御棒全挿入完了までには時間を要し、想定する事故シーケンスグループに対して有効性を確認できないが、現場に設置してある当該スイッチを操作することで制御棒のスクラム動作が可能であるため、制御棒を挿入する手段として、スクラム個別スイッチを整備する。

(iv) 制御棒駆動系，制御棒手動操作系

全制御棒全挿入完了までには時間を要し、想定する事故シーケンスグループに対して有効性を確認できないが、手動スクラム・スイッチ，原子炉モード・スイッチ又はスクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの操作完了までの間，又はこれらの操作が実施できない場合に，制御棒を手動にて挿入する手段として有効であるため，制御棒手動操作系，制御棒駆動系を整備する。

(8) 給水系，原子炉給水制御系

(i) 給水系，原子炉給水制御系

耐震 S クラスではなく S s 機能維持を担保できないが，給水系，原子炉給水制御系による原子炉への給水量の調整が可能であれば，原子炉水位を低下でき，原子炉の出力抑制の手段として有効であるため，給水系，原子炉給水制御系を整備する。



### 3.1.2 重大事故等対処設備

#### 3.1.2.1 A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

##### 3.1.2.1.1 設備概要

原子炉の運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止しない事象が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、原子炉を未臨界にするため代替制御棒挿入を行うための機能を設けるものである。

本系統は、原子炉圧力高又は原子炉水位低異常低下（レベル2）の場合に、代替制御棒挿入信号を発信する回路構成とする。原子炉圧力高及び原子炉水位異常低下（レベル2）の検出器を多重化し、二重の「1 out of 2」論理回路にて、自動的に信号を発信させることで、信頼性向上を図る設計とする。

また、中央制御室の手動スイッチにより、代替制御棒挿入回路を作動させることが可能な設計とする。

なお、A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により作動する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットについて、重大事故等対処設備として整備する。重大事故等対処設備一覧を第3.1-1表に示す。



第3.1-1表 A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）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		A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）【常設】 上記 A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）にて作動する設備として，以下の設備を整備する。 制御棒【常設】 制御棒駆動機構【常設】 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット【常設】
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	制御棒駆動系配管【常設】
	注水先	—
	電源設備*1 （燃料補給設備含む）	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機【常設】 燃料移送ポンプ【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 燃料デイトank【常設】 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】
	計装設備*2	平均出力領域計装【常設】 起動領域計装【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【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。

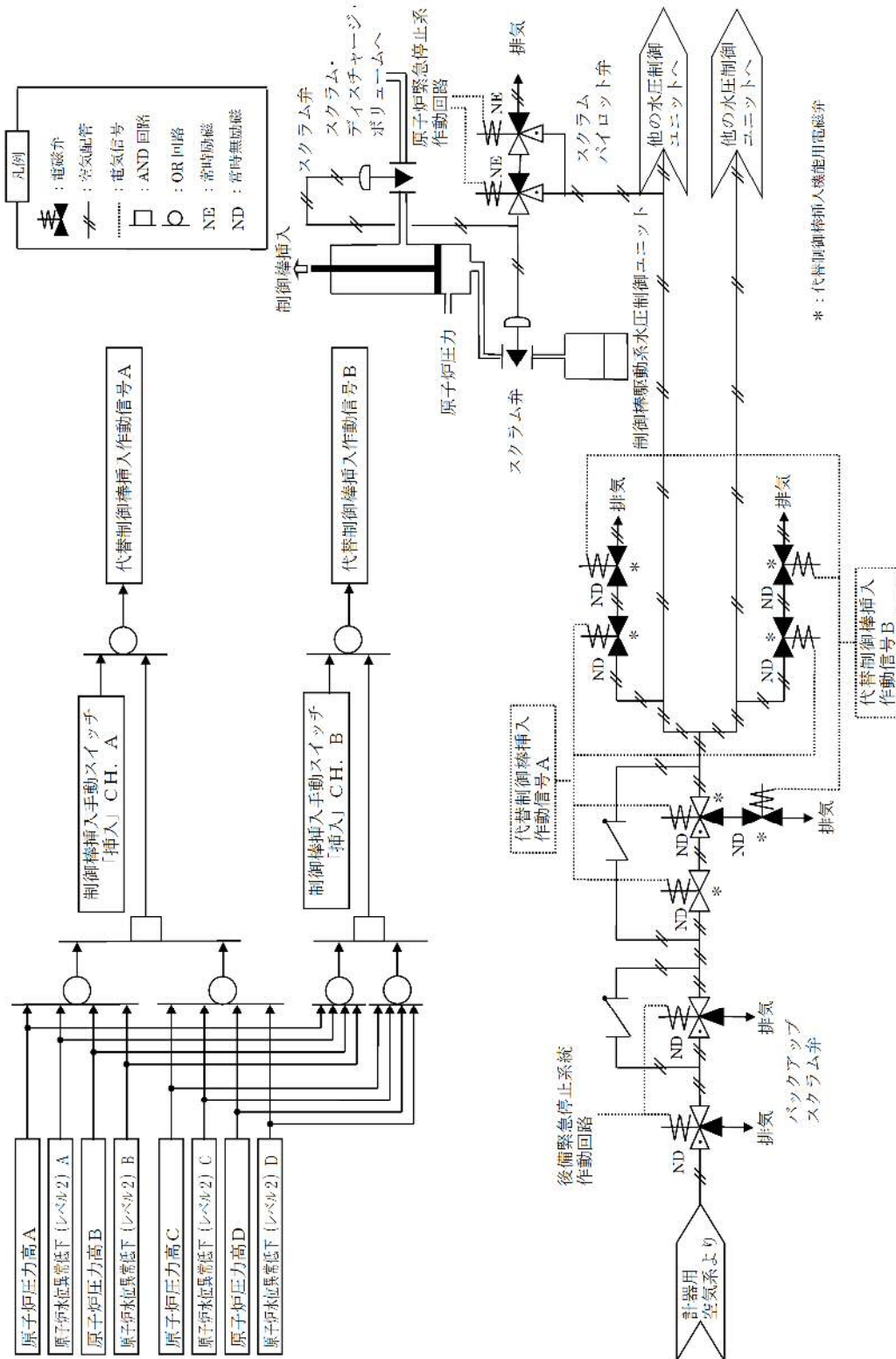
\*2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるための操作に必要な計装設備。なお，計装制御設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

なお，A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，以降，代替制御棒挿入機能という。



### 3.1.2.1.2 主要設備の仕様

第3.1-1図に代替制御棒挿入機能の作動回路の説明図を示す。



第3.1-1 図 代替制御棒挿入機能説明図



主要設備の仕様を以下に示す。

(1) 制御棒

種 類：十字形

中性子吸収材：ボロンカーバイド粉末，ハフニウムフラットチューブ

有効長さ：3,632mm

個 数：185

取付箇所：格納容器内

(2) 制御棒駆動機構

最高使用圧力：8.62MPa[gage]

最高使用温度：302℃

個 数：185

取付箇所：格納容器内

(3) 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット

種 類：円筒縦形（ピストン式）

容 量：18L/個

最高使用圧力：12.06MPa[gage]

最高使用温度：66℃

個 数：185

取付箇所：原子炉建屋原子炉棟3階



### 3.1.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.1.2.1.3.1 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。

代替制御棒挿入機能は，中央制御室，原子炉建屋付属棟及び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，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中央制御室，原子炉建屋付属棟及び原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し，第3.1-2表に示す設計とする。

また，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは，格納容器内及び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，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，格納容器内，原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し，以下の第3.1-2表に示す設計とする。



第3.1-2表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である格納容器内，中央制御室，原子炉建屋付属棟及び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踏まえ，機器の損傷等の影響を考慮した設計とする。（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	格納容器内，中央制御室，原子炉建屋付属棟及び原子炉建屋原子炉棟内に取り付けるため，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。

(44-3-2, 3, 7)

(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。

代替制御棒挿入機能は，原子炉圧力高及び原子炉水位異常低下（レベル2）の検出器を多重化し，二重の「1out of 2」論理回路にて自動で信号を発信させ，制御棒挿入のための操作が不要な設計とする。

論理回路による動作が失敗した場合，中央制御室の制御盤にて手動による代替制御棒挿入機能の操作が可能な設計とする。

中央制御室の操作スイッチを操作するに当たり，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、操作スイッチは、機器の名称等を表示した銘板の取付けにより、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。以下の第3.1-3表に操作対象機器を示す。

なお、想定される重大事故等が発生した場合において、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは、自動で動作することで操作不要な設計とする。

第3.1-3表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
代替制御棒挿入機能 用電磁弁	無励磁→励磁	スイッチ操作	中央制御室

(44-3-7)

### (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 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替制御棒挿入機能は、制御棒挿入機能の作動信号を発信する設備であり、運転中に試験又は検査を実施する場合には、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があり、かつ、試験中又は検査中は機能自体が維持できない状態となるため、第3.1-4表に示すように停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。



機能・性能検査では、弁作動確認及び模擬入力による論理回路確認が可能な設計とする。また、模擬入力による校正及び設定値確認が可能な設計とする。

第3.1-4表 代替制御棒挿入機能の試験・検査

原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	校正及び設定値確認 論理回路確認 弁作動確認

(44-5-2, 4, 5, 6)

制御棒, 制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは第3.1-5表に示すように原子炉の停止中に機能・性能検査及び分解検査を実施することで、機能・性能の確認が可能な設計とする。

制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは、機能・性能試験として制御棒を全引き抜き位置からスクラムスイッチによりスクラムさせ、スクラム時間について性能の確認を行うことが可能な設計とする。

また、分解検査として、浸透探傷試験により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと、目視により性能に影響を及ぼす恐れのある傷、割れ等がないことについて、制御棒駆動機構、制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット部品の表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。



第3.1-5表 制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットの試験・検査

原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	スクラム性能の確認
	分解検査	制御棒駆動機構，制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット部品の表面状態を，試験及び目視により確認

(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。

代替制御棒挿入機能は，本来の用途以外には使用しない設計とする。

制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは，本来の用途以外の用途として使用するための切り替えが不要であり，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットの使用にあたり切り替えずに使用できる設計とする。

(44-4-2)



(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，悪影響防止等について」に示す。

代替制御棒挿入機能は，他の設備に悪影響を及ぼさないよう以下の措置を講じる設計とする。

代替制御棒挿入機能の論理回路は，多重化された原子炉緊急停止系とは別の制御盤に収納し，検出器から論理回路まで独立した構成とすることで，原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計とする。

代替制御棒挿入機能の作動電磁弁（ケーブル含む）についても，原子炉緊急停止系の作動電磁弁と独立した構成とし，悪影響を与えない設計とする。

代替制御棒挿入機能の回路の電源は，遮断器又はヒューズ“切”により，電氣的に分離することで，原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計とする。

なお，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用可能な設計とする。

(44-8-1～10)



(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。

代替制御棒挿入機能の手動回路について、操作が必要な機器の設置場所、操作場所を第3.1-6表に示す。代替制御棒挿入機能用電磁弁は、中央制御室で操作を行う設計としており、操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

なお、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは、格納容器内及び原子炉建屋原子炉棟内に設置されている設備であるが、代替制御棒挿入機能により自動で動作し、操作を行わない設計とする。

第3.1-6表 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
代替制御棒挿入機能用電磁弁	原子炉建屋原子炉棟3階	中央制御室

(44-3-7)



### 3.1.2.1.3.2 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。

代替制御棒挿入機能は、原子炉圧力上昇及び原子炉水位低下に至る A T W S 事象の発生時に、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格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行するための設備である。このため、スクラム不動作時に作動する設備であることを考慮し、「原子炉圧力高」の信号で作動する設計とする。また、原子炉水位低（レベル3）スクラム発生時の制御棒挿入失敗時に作動する設備であることを考慮し、「原子炉水位異常低下（レベル2）」で作動する設計とする。

制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは、原子炉を未臨界にすることが可能な能力を有する設計とする。また、制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットの容量にて全ての制御棒を全挿入することが可能な駆動水を有する容量とする。

(44-6-2, 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。

敷地内に二以上の原子炉施設はないことから、代替制御棒挿入機能，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは共用しない。

(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

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。

代替制御棒挿入機能の論理回路は、多重化された原子炉緊急停止系の制御盤と位置的分散を図り、また、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで原子炉緊急停止系とは独立した構成とし、電氣的・物理的に分離することで、地震，火災，溢水等の主要な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。



代替制御棒挿入機能と原子炉緊急停止系の論理回路の電源は、遮断器又はヒューズ“切”により、電氣的に分離することで、原子炉緊急停止系と同時に機能が損なわれない設計とする。

(44-8-1～10)



### 3.1.2.2 A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

#### 3.1.2.2.1 設備概要

原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止しない事象が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、原子炉出力を制御するため、原子炉再循環ポンプを停止させることを目的とした機能を設けるものである。

本系統は、原子炉圧力高又は原子炉水位低異常低下（レベル2）の場合に、代替原子炉再循環ポンプトリップを行う回路構成とする。原子炉圧力高及び原子炉水位異常低下（レベル2）の検出器を多重化し、二重の「1 out of 2」論理回路にて、自動的に信号を発信させることで、信頼性向上を図る設計とする。

また、中央制御室の手動スイッチにより、原子炉再循環ポンプをトリップすることが可能な設計とする。重大事故等対処設備一覧を第3.1-7表に示す。



第3.1-7表 A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）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		A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）【常設】
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	—
	注水先	—
	電源設備* <sup>1</sup> （燃料補給設備含む）	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機【常設】 燃料移送ポンプ【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 燃料ダイタンク【常設】 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】
	計装設備* <sup>2</sup>	平均出力領域計装【常設】 起動領域計装【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【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。

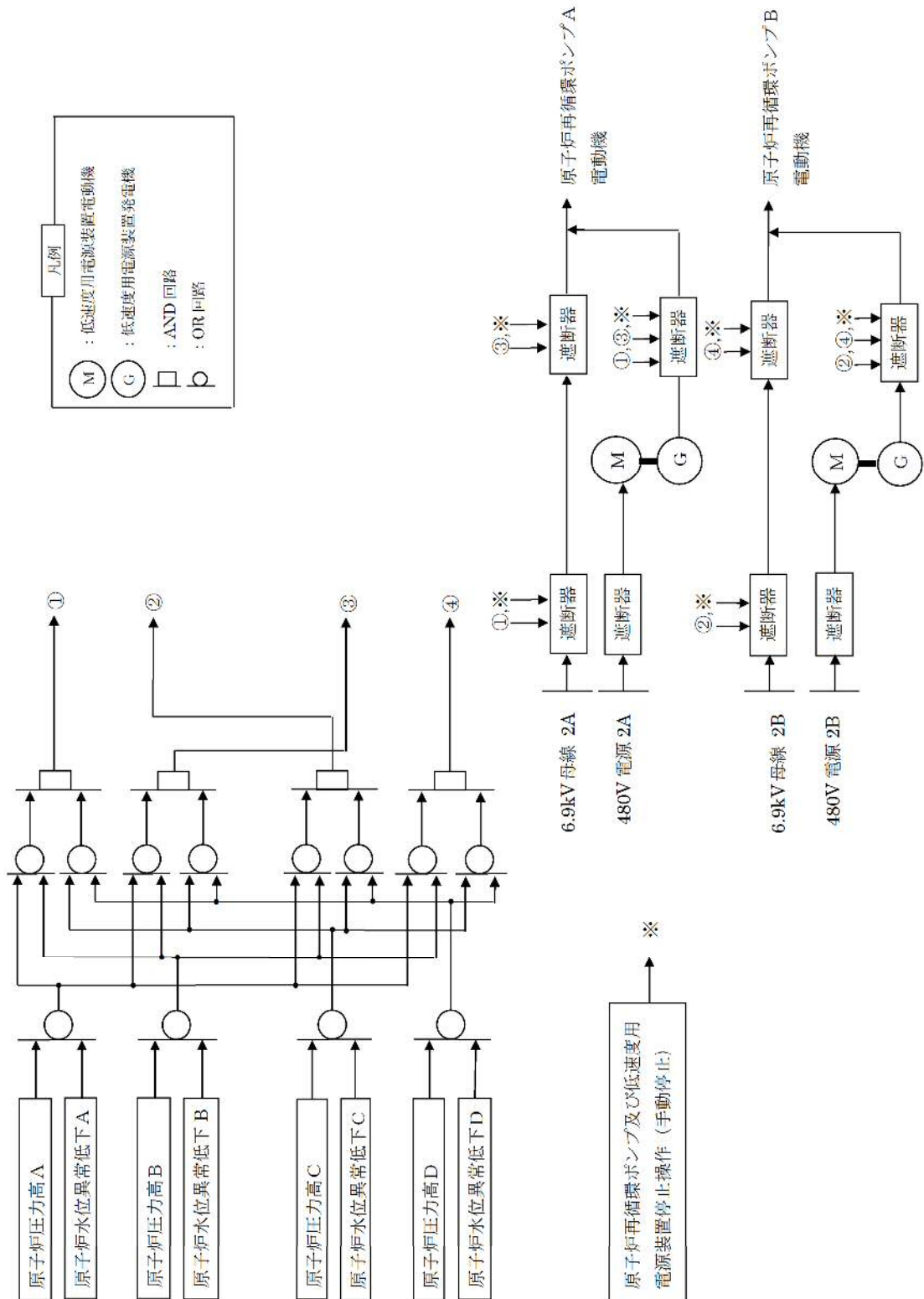
\*2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるための操作に必要な計装設備。なお、計装制御設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

なお、A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、以降、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能という。



### 3.1.2.2.2 主要設備の仕様

第3.1-2図に代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の作動回路の説明図を示す。



第3.1-2図 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能説明図



### 3.1.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.1.2.2.3.1 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）

###### (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。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は，中央制御室，原子炉建屋付属棟及び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，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，中央制御室，原子炉建屋付属棟及び原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し，以下の第3.1-8 表に示す設計とする。

第3.1-8表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である中央制御室，原子炉建屋付属棟及び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踏まえ，機器の損傷等の影響を考慮した設計とする。（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	中央制御室，原子炉建屋付属棟，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を受けない。
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。



## (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。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、原子炉圧力高及び原子炉水位異常低下（レベル2）の検出器を多重化し、二重の「1 out of 2」論理回路にて自動で信号を発信させ、原子炉再循環ポンプトリップのための操作が不要な設計とする。

論理回路による動作が失敗した場合、中央制御室の制御盤にて手動による原子炉再循環ポンプトリップ操作が可能な設計とする。

中央制御室の操作スイッチを操作するに当たり、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、操作スイッチは機器の名称等を表示した銘板の取付けにより、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。以下の第3.1-9表に操作対象機器を示す。

第3.1-9表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
原子炉再循環ポンプ遮断器	入／切	スイッチ操作	中央制御室
原子炉再循環ポンプ低速度用電源装置遮断器	入／切	スイッチ操作	中央制御室



(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、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。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、原子炉再循環ポンプトリップ機能の作動信号を発信する設備であり、運転中に試験又は検査を実施する場合には、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があり、かつ、試験中又は検査中は機能自体が維持できない状態となるため、第3.1-10表に示すように停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。

機能・性能検査では、模擬入力による論理回路確認が可能な設計とする。また、模擬入力による校正及び設定値確認が可能な設計とする。

第3.1-10表 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の試験・検査

原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	校正及び設定値確認 論理回路確認

(44-5-3～6)

(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、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止について」に示す。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は，本来の用途以外には使用しない設計とする。

(44-4-3)

(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。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は，他の設備に悪影響を及ぼさないよう以下の措置を講じる設計とする。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の論理回路は，多重化された原子炉緊急停止系とは別の制御盤に収納し，原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計とする。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の論理回路の電源は，遮断器又はヒューズ“切”により，電氣的に分離することで，原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計とする。

(44-8-1～10)



(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。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、現場における作業が不要な設計とする。

なお、中央制御室の制御盤にて手動による原子炉再循環ポンプを手動停止させる場合について、操作が必要な機器の設置場所、操作場所を第3.1-11表に示す。操作スイッチは、中央制御室で操作を行う設計とし、操作場所の放射線量が高くなるおそれがないため操作が可能である。

第3.1-11表 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
原子炉再循環ポンプ遮断器	原子炉建屋付属棟地下1階 原子炉建屋付属棟地下2階	中央制御室
原子炉再循環ポンプ低速度 用電源装置遮断器	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室

(44-3-7)



### 3.1.2.2.3.2 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）

##### (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。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、原子炉圧力上昇及び原子炉水位低下に至る A T W S 事象の発生時に、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の健全性を維持するため、原子炉水位異常低下（レベル2）又は原子炉圧力高の信号で2台の原子炉再循環ポンプを自動で停止させることができる設計とする。

(44-6-4, 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，悪影響防止等について」に示す。



敷地内に二以上の原子炉施設はないことから、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は共用しない。

(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

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。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の論理回路は、多重化された原子炉緊急停止系の制御盤とは位置的分散を図り、また、検出器から論理回路まで原子炉緊急停止系とは独立した構成とし、電氣的・物理的に分離することで、地震、火災、溢水等の主要な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。

代替制御棒挿入機能と原子炉緊急停止系の論理回路の電源は、遮断器又はヒューズ“切”により、電氣的に分離することで、原子炉緊急停止系と同時に機能が損なわれない設計とする。

(44-8-1～10)



### 3.1.2.3 ほう酸水注入系

#### 3.1.2.3.1 設備概要

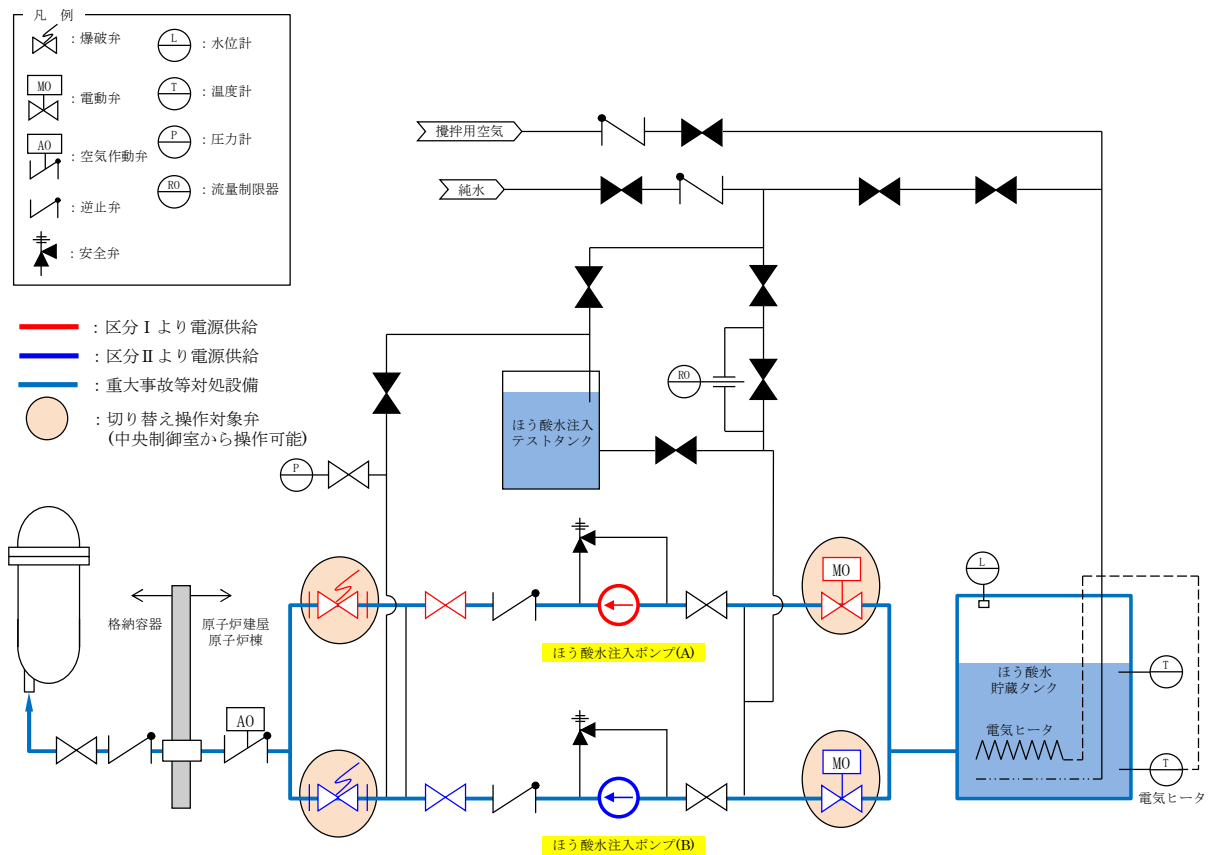
原子炉緊急停止系，制御棒及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットの機能が喪失した場合においても，原子炉を臨界未満に維持することを目的として，十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系を設置しているものである。

本系統は，ほう酸水である五ほう酸ナトリウム溶液を貯蔵するためのほう酸水貯蔵タンク，ほう酸水貯蔵タンクから原子炉にほう酸水を注入するためのほう酸水注入ポンプ等で構成され，炉心底部のほう酸水注入ノズルから原子炉へほう酸水を注入することで，原子炉を未臨界にするものである。

本系統は，中央制御室からの手動操作により，ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「SYS. A（又はB）」位置にすることで，ほう酸水貯蔵タンク出口弁及び爆破弁が「全閉」から「全開」となり，ほう酸水注入ポンプが起動し，原子炉へほう酸水を注入する。

本系統全体の系統概要図を第3.1-3 図に，本系統に関する重大事故等対処設備一覧を第3.1-12 表に示す。





第3.1-3 図 ほう酸水注入系 系統概要図



第3.1-12表 ほう酸水注入系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		ほう酸水注入ポンプ【常設】 ほう酸水貯蔵タンク【常設】
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	ほう酸水注入系・配管・弁【常設】
	注入先	原子炉圧力容器【常設】
	電源設備*1 (燃料補給設備含む)	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機【常設】 燃料移送ポンプ【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 燃料デイトンク【常設】 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】
	計装設備*2	平均出力領域計装【常設】 起動領域計装【常設】 サプレッション・プール水温度【常設】 残留熱除去系系統流量【常設】 残留熱除去系熱交換器入口温度【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度【常設】 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 : 主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるための操作に必要な計装設備。なお、計装制御設備については「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。



### 3.1.2.3.2 主要設備の仕様

#### (1) ほう酸水注入ポンプ

種 類：水平3連プランジヤポンプ

容 量：9.78m<sup>3</sup>/h/台

全 揚 程：870m

最高使用圧力：9.66MPa[gage]

最高使用温度：66℃

台 数：1（予備1）

取 付 箇 所：原子炉建屋原子炉棟5階

原動機の実出力：37kW/台

#### (2) ほう酸水貯蔵タンク

種 類：円筒縦型

容 量：19.5m<sup>3</sup>/基

最高使用圧力：静水頭

最高使用温度：66℃

基 数：1

取 付 箇 所：原子炉建屋原子炉棟5階



### 3.1.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.1.2.3.3.1 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。

ほう酸水注入系のほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは，原子炉建屋原子炉棟に設置され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3.1-13表に示す設計とする。

(44-3-4)



第3.1-13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踏まえ，機器の損傷等の影響を考慮した設計とする。（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。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

また，ほう酸水注入ポンプの操作は，中央制御室における操作盤上での起動用キー・スイッチから遠隔操作可能な設計とする。

(44-3-5)

## (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。

ほう酸水注入ポンプの操作は，A T W S 事象発生時において，中央制御室内の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上，中央制御室におけ



る操作盤上での起動用キー・スイッチにより操作可能な設計とする。

ほう酸水注入ポンプの起動操作は、原子炉出力抑制により原子炉出力を抑制した後、中央制御室からの手動操作により、ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「SYS. A（又はB）」位置にすることで、ほう酸水貯蔵タンク出口弁及び爆破弁が「全閉」から「全開」となり、ほう酸水注入ポンプが起動することで、原子炉へほう酸水を注入する。

第3.1-14表に操作対象機器を示す。

第3.1-14表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
ほう酸水注入ポンプ （A 又は B）	停止→起動	キー・スイッチ操作	中央制御室
ほう酸水貯蔵タンク出口 弁（A 又は B）	弁閉→弁開	キー・スイッチ操作	中央制御室
ほう酸水注入系爆破弁 （A 又は B）	弁閉→弁開	キー・スイッチ操作	中央制御室

操作場所である中央制御室内は、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、操作対象であるほう酸水注入系起動用キー・スイッチについては中央制御室操作盤上に設置され、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操作できる設計とする。

（44-3-5）

また、ほう酸水注入ポンプは並列に2台設置され、1台を予備とすることで多重性を備えた設計とし、必要なときに確実にほう酸水を注入できるよう、ポンプの吐出側に並列に2個の爆破弁を設けることで、確実に原子炉へほう酸水を注入することが可能な設計とする。

なお、ほう酸水貯蔵タンクについては、操作不要な設計とする。



(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、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。

ほう酸水注入系のほう酸水注入ポンプは、原子炉運転中に機能・性能検査を、また、停止中に機能・性能検査、分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

ほう酸水貯蔵タンクは、原子炉運転中に機能・性能検査を、また、停止中に機能・性能検査、開放検査及び外観検査が可能な設計とする。

なお、操作対象弁であるほう酸水貯蔵タンク出口弁及び爆破弁は、原子炉停止中に弁の弁作動確認が可能な設計とする。

試験及び検査については、表3.1-15表に示す。



第3.1-15表 ほう酸水注入系の試験・検査

	原子炉の状態	項目	内容
ほう酸水注入ポンプ	運転中	機能・性能検査	運転性能, ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認, 外観の確認
	停止中	機能・性能検査	運転性能, ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認, 外観の確認
		分解検査	ポンプまたは弁の部品の表面状態について試験及び目視により確認
ほう酸水貯蔵タンク	運転中	機能・性能検査	ほう酸質量の確認, 外観の確認
	停止中	機能・性能検査	ほう酸質量の確認, 外観の確認
		開放検査	内部の確認
ほう酸水貯槽タンク出口弁及び爆破弁	運転中	弁動作確認	開閉動作の確認
	停止中		

ほう酸水注入ポンプは, 機能・性能検査として, 脱塩水(純水)をテストタンクから循環させ, 吐出圧力, 系統(ポンプ廻り)の振動, 異音, 異臭及び漏えいについて運転性能の確認を行うことが可能な設計とする。

また, 分解検査として, 浸透探傷検査により性能に影響を及ぼす指示模様が無いこと, 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の確認を行うことが可能な設計とする。

ほう酸水貯蔵タンクは, 機能・性能検査として, 中性子吸収材である五ほう酸ナトリウムの質量が原子炉を十分臨界未満に維持できるだけの反応度効果を有する量を満足することとし, ほう酸水貯蔵タンクのほう酸濃度及びタンク水位の確認を行うことにより, ほう酸質量



の確認が可能な設計とする。

また、開放検査として、タンク内面の傷の有無について確認する。

操作対象弁であるほう酸水貯蔵タンク出口弁及び爆破弁は、作動確認として、これら操作対象弁が操作スイッチの操作により弁が作動することの確認が可能な設計とする。

ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク及び操作対象弁であるほう酸水貯蔵タンク出口弁及び爆破弁は、原子炉停止中における検査を行う際の接近性を考慮した必要な作業空間を備え、構造上接近又は検査が困難とならない設計とする。

(44-5-1～12)

#### (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。

ほう酸水注入系は、本来の用途である原子炉へのほう酸水注入以外の用途として使用することはない。

原子炉へのほう酸水注入の際に操作が必要となるほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク出口弁及び爆破弁は、中央制御室内におけ



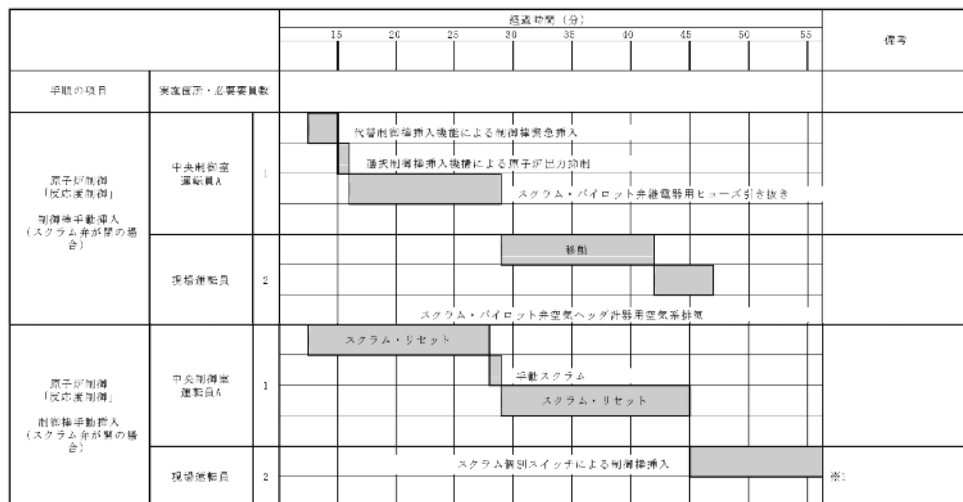
る操作盤上の起動用キー・スイッチにより，速やかに操作が可能な設計とし，中央制御室でのほう酸水注入開始操作における所要時間は想定として1 分以内としている。

(44-4-4)

また，ほう酸水注入系によるほう酸水の注入は，原子炉自動スクラム又は手動スクラムを実施しても，原子炉スクラムが成功しない場合に実施される操作であり，原子炉スクラム失敗からほう酸水注入系起動まで及びほう酸水注入系起動から制御棒手動挿入までが，第3.1-4図で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能な設計とする。

切り替え操作対象機器については，第3.1-14表に示したとおりとなる。





※1：スクラム個別スイッチによる制御棒挿入以降は、制御棒手動挿入又は制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁からの排水操作を実施する。

### 第3.1-4図 原子炉の緊急停止対応タイムチャート\*

※：「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. 1 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。



ほう酸水注入系のほう酸水注入ポンプ，ほう酸水貯蔵タンクは，設計基準対象施設として系統構成を変えずに原子炉へのほう酸水注入時に使用することにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(44-3-5, 44-4-4)

(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。

ほう酸水注入系の系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を第3.1-16 表に示す。

ほう酸水注入ポンプ，ほう酸水貯蔵タンク出口弁及び爆破弁は，原子炉建屋原子炉棟に設置されている設備であるが，中央制御室から操作可能な設計とする。

(44-3-4, 5, 6)



第3.1-16表 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
ほう酸水注入ポンプ（A）	原子炉建屋原子炉棟5階	中央制御室
ほう酸水注入ポンプ（B）	原子炉建屋原子炉棟5階	中央制御室
ほう酸水貯蔵タンク出口弁（A）	原子炉建屋原子炉棟5階	中央制御室
ほう酸水貯蔵タンク出口弁（B）	原子炉建屋原子炉棟5階	中央制御室
ほう酸水注入系爆破弁（A）	原子炉建屋原子炉棟5階	中央制御室
ほう酸水注入系爆破弁（B）	原子炉建屋原子炉棟5階	中央制御室

### 3.1.2.3.3.2 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」に示す。

ほう酸水注入系のほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、十分な反応度制御能力を有する容量とした設計とし、設計基準対象施設の容量等の仕様が、原子炉を冷温停止状態にするために必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設の容量と同仕様の設計とする。

ほう酸水注入ポンプ1台あたりの容量は、十分な反応度制御能力を満足するための設計上の許容注入時間（設計ボロン濃度を設計ボロン注入速度で注入する時間）で注入可能な流量を確保する設計とする。

なお、設計ボロン濃度は1,000ppmであり、設計ボロン注入速度は



10ppm/minである。

ほう酸水貯蔵タンク容量は、原子炉を冷温停止状態にするために必要なボロン濃度の設計値を確保するために必要なほう酸水溶液の有効容量にタンク無効容量を考慮した容量を確保できる設計とする。

(44-6-6, 7)

(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。

敷地内に二以上の原子炉施設はないことから、ほう酸水注入系のほう酸水 **注入ポンプ** 及びほう酸水貯蔵タンクは共用しない。

(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

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。

ほう酸水注入系のほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは，設計基準事故対処設備である制御棒，制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットと同時にその機能が損なわれることはない。

ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは，制御棒，制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットと原子炉建屋原子炉棟内で位置的分散が図られた設計とする。

ほう酸水注入系の設計基準事故対処設備との多様性及び位置的分散について，第3.1-17表に示す。

(44-3-4，8)

第3.1-17表 多様性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	制御棒 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット	ほう酸水注入系
機器	アキュムレータ	ほう酸水注入ポンプ
	原子炉建屋原子炉棟3階	原子炉建屋原子炉棟5階
水源	不要	ほう酸水貯蔵タンク
	—	原子炉建屋原子炉棟5階
駆動用空気	不要	不要
潤滑油	不要	不要
冷却水	不要	不要
駆動電源	不要	非常用ディーゼル発電機
	—	原子炉建屋原子炉棟付属棟地下1階



### 3.1.2.4 自動減圧系の起動阻止スイッチ

#### 3.1.2.4.1 設備概要

原子炉スクラム失敗時に自動減圧系が自動起動すると、高圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇に繋がるため、自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の回路を用いて、自動起動を阻止するため自動減圧系の起動阻止スイッチを設けるものである。重大事故等対処設備一覧を第3.1-18表に示す。

第3.1-18表 自動減圧系の起動阻止スイッチ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		自動減圧系の起動阻止スイッチ【常設】
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	—
	注水先	—
	電源設備*1 (燃料補給設備含む)	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機【常設】 燃料移送ポンプ【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 燃料デイトank【常設】 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】
	計装設備*2	—

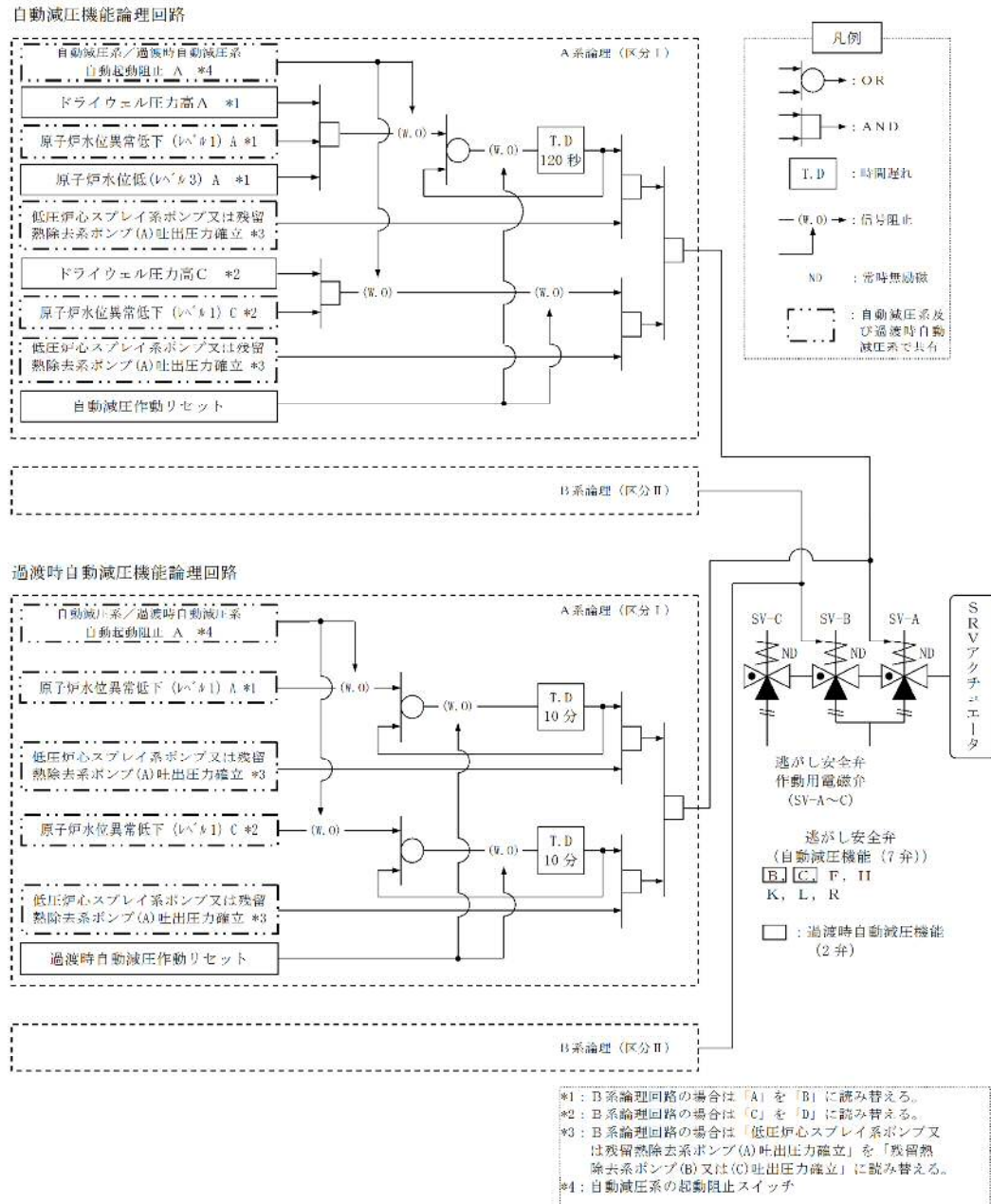
\*1：電源設備については「3.14電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるための操作に必要な計装設備。なお、計装制御設備については「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。



### 3.1.2.4.2 主要設備の仕様

第3.1-5図に自動減圧系，過渡時自動減圧機能の作動回路図を示す。



第 3.1-5 図 自動減圧系，過渡時自動減圧機能作動回路図



### 3.1.2.4.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.1.2.4.3.1 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。

自動減圧系の起動阻止スイッチは，中央制御室に設置され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，中央制御室の環境条件を考慮し，以下の第3.1-19表に示す設計とする。

第3.1-19表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である中央制御室で想定される温度，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踏まえ，機器の損傷等の影響を考慮した設計とする。（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	中央制御室に取り付けるため，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。



(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。

自動減圧系回路と過渡時自動減圧機能回路の自動起動阻止は、中央制御室の制御盤の自動減圧系の起動阻止スイッチにて手動により可能な設計とする。自動減圧系の起動阻止スイッチは、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銘板を付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操作できる設計とする。以下の第3.1-20表に操作対象機器を示す。

第3.1-20表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
自動減圧系の起動阻止スイッチ	通常→阻止	中央制御室	スイッチ操作

(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、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。

自動減圧系の起動阻止スイッチの機能・性能検査は、第3.1-21表に示すように停止中に実操作による論理回路動作確認（自動減圧系の起動阻止スイッチの機能確認を含む）が可能な設計とする。

第3.1-21表 自動減圧系の起動阻止スイッチの試験・検査

原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	論理回路確認（自動減圧系の起動阻止スイッチの機能確認を含む）

(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。

自動減圧系の起動阻止スイッチは、本来の用途以外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。

自動減圧系と過渡時自動減圧機能の自動減圧系の起動阻止スイッチを共用しているが，スイッチは単純な構造であり，スイッチ接点以降は分離することで，自動減圧系に悪影響を与えない設計とする。

(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。

自動減圧系の起動阻止スイッチは中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とし，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。以下の第3.1-22表に操作対象機器設置場所を示す。



第3.1-22表 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
自動減圧系の起動阻止スイッチ	中央制御室	中央制御室

#### 3.1.2.4.3.2 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。

自動減圧系の起動阻止スイッチは、設計基準対応設備で使用のものと同仕様のスイッチで設計するため、必要な容量に対して十分である。

##### (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。

敷地内に二以上の原子炉施設はないことから、自動減圧系の起動阻止スイッチは共用しない。

(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

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。

自動減圧系の起動阻止スイッチは、設計基準事故対処設備である自動減圧系盤と共通要因によって同時に機能を損なわれないよう、中央制御室内で位置的分散を図る設計とする。



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】

基準適合への対応状況



## 5. 原子炉冷却系統設備

### 5.7 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

#### 5.7.1 概要

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、原子炉を冷却するための対策及び重大事故等対処設備を設ける。

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原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が健全な場合は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための設備の系統概要図を第 5.7-1 図から第 5.7-4 図に示す。

#### 5.7.2 設計方針

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための設備のうち、原子炉を冷却するための設備として、以下の対策及び重大事故等対処設備（高圧代替注水系による原子炉注水、全交流動力電源喪失時及び所内常設直流電源喪失時の原子炉注水、全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧並びに監視及び制御）を設ける。

また、原子炉への高圧注水機能が喪失し、原子炉水位を維持できない場合の事象進展抑制のため、重大事故等対処設備（ほう酸水注入系による原子炉注水）を設ける。



(1) フロントライン系故障時に用いる設備

a. 高圧代替注水系による原子炉注水

(a) 中央制御室からの高圧代替注水系起動

設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプの故障等により，原子炉への注水機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（中央制御室からの高圧代替注水系起動）として，常設高圧代替注水系ポンプ及びサブプレッション・プールを使用する。

サブプレッション・プールを水源とする常設高圧代替注水系ポンプは，原子炉隔離時冷却系を介して，原子炉圧力容器へ注水できる設計とする。常設高圧代替注水系ポンプは，蒸気タービン駆動のポンプとし，原子炉圧力容器内で発生する蒸気にて駆動できる設計とする。

常設高圧代替注水系ポンプは，中央制御室からの遠隔操作によって起動し，高圧注水が必要な期間にわたって運転継続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。

- ・ 常設高圧代替注水系ポンプ
- ・ サブプレッション・プール
- ・ 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）
- ・ 緊急用直流 125V 蓄電池（10.2 代替電源設備）

常設高圧代替注水系の運転に必要な電源は，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，常設代替直流電源設備である緊急用直流 125V 蓄電池より給電できる設計とする。その他，設計基準事故対処設備であ



る原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。

(b) 現場手動操作による高圧代替注水系起動

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失し、かつ中央制御室から高圧代替注水系を起動できない場合の重大事故等対処設備（現場手動操作による高圧代替注水系起動）として、常設高圧代替注水系ポンプ及びサブプレッション・プールを使用する。

常設高圧代替注水ポンプは、蒸気タービン駆動ポンプとし、原子炉圧力容器内で発生する蒸気にて駆動できる設計とする。常設高圧代替注水ポンプは、高圧代替注水系の弁を現場で手動操作することによって、蒸気タービン駆動ポンプを起動し、高圧注水が必要な期間にわたって運転継続できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 常設高圧代替注水系ポンプ
- ・ サブプレッション・プール

その他、設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。

(2) サポート系故障時に用いる設備

- a. 全交流動力電源喪失時及び所内常設直流電源喪失時の原子炉の冷却

(a) 中央制御室からの高圧代替注水系起動

全交流動力電源喪失時及び所内常設直流電源喪失により、高圧注水系による原子炉注水ができない場合の重大事故等対処設備（中央制御室からの高圧代替注水系起動）は「5.7.2 (1) a. (a) 中央制御室からの高圧代替注水系起動」と同じである。



(b) 現場手動操作による高圧代替注水系起動

全交流動力電源喪失時及び所内常設直流電源を喪失し、かつ中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合の重大事故等対処設備（現場手動操作による高圧代替注水系起動）は「5.7.2 (1) a. (b) 現場手動操作による高圧代替注水系起動」と同じである。

b. 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧

(a) 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

全交流動力電源が喪失した場合の重大事故等対処設備（代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電）として、常設代替交流電源設備の常設代替高圧電源装置、原子炉隔離時冷却系ポンプ及びサプレッション・プールを使用する。また、常設代替高圧電源装置が使用できない場合は、可搬型代替交流電源設備の常設代替低圧電源車、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用し、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを用いて可搬型代替低圧電源車へ燃料を補給することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉圧力容器へ注水する手段が整うまでの期間にわたって運転継続できる設計とする。サプレッション・プールを水源とした原子炉隔離時冷却系ポンプは、蒸気タービン駆動のポンプとし、原子炉圧力容器内で発生する蒸気にて駆動できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・サプレッション・プール



- ・ 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、設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。

(b) 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

常設所内直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備（代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電）として、常設代替直流電源設備の緊急用直流 125V 蓄電池、原子炉隔離時冷却系ポンプ及びサブプレッション・プールを使用する。また、緊急用直流 125V 蓄電池が使用できない場合は、可搬型代替交流電源設備の常設代替低圧電源車及び可搬型整流器、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用し、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを用いて可搬型代替低圧電源車へ燃料を補給することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉圧力容器へ注水する手段が整うまでの期間にわたって運転継続できる設計とする。

サブプレッション・プールを水源とした原子炉隔離時冷却系ポンプは、蒸気タービン駆動のポンプとし、原子炉圧力容器内で発生する蒸気にて駆動できる設計とする。原子炉隔離時冷却系は、緊急用直流 125V 蓄電池又は可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器より給電することで、中央制御室からの操作により原子炉隔離時冷却系ポンプを起動し、原子炉への注水が可能設計とする。



具体的な設備は、以下のとおりとする

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・サプレッション・プール
- ・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）
- ・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、設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。

### （3） 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による原子炉注水

想定される設計基準事故等発生時において、設計基準事故等対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が健全な場合の重大事故等対処設備（設計基準拡張）（原子炉隔離時冷却系による原子炉注水及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水）を設ける。

#### a． 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水

設計基準事故等対処設備である原子炉隔離時冷却系が健全な場合の重大事故等対処設備（設計基準拡張）（原子炉隔離時冷却系による原子炉注水）として、原子炉隔離時冷却系ポンプ及びサプレッション・プールを使用する。

サプレッション・プールを水源とする原子炉隔離時冷却系ポンプは、原子炉隔離時冷却系を介して、原子炉圧力容器へ注水できる設計とする。原子炉隔離時冷却系ポンプは、蒸気タービン駆動のポンプとし、原子炉圧力容器内で発生する蒸気にて駆動できる設計とする。



具体的な設備は、以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・サブプレッション・プール

その他、設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。

b. 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水

設計基準事故等対処設備である高圧炉心スプレイ系が健全な場合の重大事故等対処設備（設計基準拡張）（高圧炉心スプレイ系による原子炉注水）として、高圧炉心スプレイ系ポンプ及びサブプレッション・プール並びに高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプを使用する。

サブプレッション・プールを水源とする高圧炉心スプレイ系ポンプは、高圧炉心スプレイ系を介して原子炉圧力容器へ注水できる設計とする。

高圧炉心スプレイ系ポンプは、非常用交流電源設備の高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機より給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおり。

- ・高圧炉心スプレイ系ポンプ
- ・サブプレッション・プール
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ

その他、設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器、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。



#### (4) 監視及び制御に用いる設備

##### a. 監視及び制御

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態では原子炉を冷却する設備のうち監視及び制御に使用する重大事故等対処設備（監視及び制御）として、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A 広帯域）、原子炉水位（S A 燃料域）、原子炉圧力、原子炉圧力（S A）、高圧代替注水系系統流量及びサプレッション・プール水位を使用する。

原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A 広帯域）及び原子炉水位（S A 燃料域）は原子炉の保有水量を監視又は推定できる設計とする。

原子炉圧力及び原子炉圧力（S A）は原子炉圧力を監視又は推定できる設計とする。

高圧代替注水系系統流量及びサプレッション・プール水位は原子炉圧力容器へ注水するための常設高圧代替注水系ポンプの作動状況を確認できる設計とする。

具体的なパラメータは、以下のとおりとする。

- ・ 原子炉水位（広帯域）（6.5 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・ 原子炉水位（燃料域）（6.5 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・ 原子炉水位（S A 広帯域）（6.5 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・ 原子炉水位（S A 燃料域）（6.5 計装設備（重大事故等対処設備））



- ・ サプレッション・プール水位（6.5 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・ 原子炉圧力（6.5 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・ 原子炉圧力（S A）（6.5 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・ 高圧代替注水系系統流量（6.5 計装設備（重大事故等対処設備））

(5) 事象進展抑制のために用いる設備

a. ほう酸水注入系による原子炉注水

常設高圧代替注水系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプの故障等により、原子炉圧力容器への高圧注水機能が喪失し、原子炉水位を維持できない場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入系による原子炉注水）として、ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクを使用する。

ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプは、中央制御室からの操作によりほう酸水注入系統を介して、原子炉圧力容器へ注入することで重大事故等の進展を抑制できる設計とする。

ほう酸水注入系は、「6.8 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」の「6.8.2 設計方針(1)c. ほう酸水注入」と同じである。

具体的な設備は、以下のとおりとする

- ・ ほう酸水注入ポンプ
- ・ ほう酸水貯蔵タンク
- ・ 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）

原子炉隔離時冷却系ポンプ，高圧炉心スプレイ系ポンプ，ほう酸水注入ポンプ，サプレッション・プール及び原子炉圧力容器は，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，位置的分散等の設計方針は適用しない。

サプレッション・プールについては，「9.12 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」に示す。

常設代替高圧電源装置，可搬型代替低圧電源車，緊急用直流 125V 蓄電池，可搬型代替低圧電源車，可搬型整流器，可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリについては，「10.2 代替電源設備」に示す。

原子炉水位計（広帯域），原子炉水位計（燃料域），原子炉水位計（S A 広帯域），原子炉水位計（S A 燃料域），原子炉圧力計，原子炉圧力計（S A），高圧代替注水系系統流量計及びサプレッション・プール水位計は，「6.5 計装設備（重大事故等対処設備）」に示す。

ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクについては，「6.8 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」に示す。



#### 5.7.2.1 多様性及び位置的分散

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。

常設高圧代替注水系ポンプは，原子炉建屋原子炉棟内の原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプと異なる区画に設置することで，原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプと位置的分散を図る設計とする。

高圧代替注水系による原子炉注水は，サブレッション・プールから原子炉压力容器へ注水する原子炉隔離時冷却系配管との合流部まで，原子炉隔離時冷却系ポンプを使用する系統に対して独立した設計とする。また，サブレッション・プールから原子炉压力容器へ注水する高圧炉心スプレイ系配管は高圧代替注水系と異なった流路とし，高圧炉心スプレイ系ポンプを使用する系統に対して独立した設計とする。

常設高圧代替注水ポンプのタービンを駆動させるための蒸気と原子炉隔離時冷却系ポンプのタービンを駆動させるための蒸気は，共通の配管から分岐していることから，原子炉隔離時冷却系側の蒸気配管で蒸気流出が継続するような不具合（原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁が開状態から動作不能になった場合や，配管機能が喪失した場合）が発生した場合においても，原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁を閉操作することで，常設高圧代替注水系ポンプ側へ十分な蒸気が供給できる設計とする。高圧代替注水系の蒸気系電動弁については，原子炉隔離時冷却系の電動弁と共通要因によって同時に機能を損なわないよう緊急用直流 125V 蓄電池により給電できる多様性を有する設計とする。また，中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても，現場での人力操作を可能とすることで，電動駆動に対し多様



性を有する設計とする。

常設高圧代替注水系ポンプは冷却水を自己冷却とすることで、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプにより冷却する高圧炉心スプレイ系ポンプに対して多様性を有する設計とする。

電源設備の多様性及び位置的分散については「10.2 代替電源設備」に示す。

#### 5.7.2.2 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。

高圧代替注水系による原子炉注水に使用する常設高圧代替注水系ポンプは、通常待機時の隔離された状態から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。

原子炉隔離時冷却系による原子炉の冷却に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプ及びサプレッション・プールは、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。

高圧炉心スプレイ系による原子炉の冷却に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプ及びサプレッション・プールは、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。

#### 5.7.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

高圧代替注水系による原子炉注水として使用する常設高圧代替注水系ポン



プは、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷を防止するために必要な原子炉注水量に対して、十分なポンプ流量を確保できる設計とする。

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水として使用する原子炉隔離時冷却系ポンプは、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷を防止するために必要な原子炉注水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。

高圧炉心スプレイ系による原子炉注水として使用する高圧炉心スプレイ系ポンプは、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷を防止するために必要な原子炉注水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。

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水として使用するサブプレッション・プールは、設計基準事故時の原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却設備の水源と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、原子炉を冷却し、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原子炉注水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。

ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクの容量については、「6.8 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」で示す。

#### 5.7.2.4 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。

常設高圧代替注水系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ及びほう酸水注入ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮した設計とし、操作は中央制御室で可能な設計とする。



また，中央制御室からの操作により常設高圧代替注水ポンプを起動できない場合に現場で操作する弁は，操作場所の放射線量が高くないことを考慮した場所に設置する設計とする。

#### 5.7.2.5 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。

常設高圧代替注水系ポンプ及びサプレッション・プールを使用した，常設高圧代替注水系による原子炉注水を行う系統は，中央制御室の操作スイッチによる操作とすることで確実に起動できる設計とする。また，高圧代替注水系を中央制御室から操作ができない場合であっても，現場で弁を人力操作することにより高圧代替注水系を運転可能な設計とする。

原子炉隔離時冷却系ポンプ，サプレッション・プールを使用した原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を行う系統は，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利用できる設計とする。原子炉隔離時冷却系ポンプは，中央制御室の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

#### 5.7.3 主要設備及び仕様

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための設備の主要設備及び仕様を第 5.7-1 表に示す。

#### 5.7.4 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。



高压代替注水系による原子炉注水に使用する常設高压代替注水系ポンプ及び弁は，他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とし，分解が可能な設計とする。

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプは，他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とし，分解が可能な設計とする。

高压炉心スプレイ系による原子炉注水に使用する高压炉心スプレイ系ポンプは，他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とし，分解が可能な設計とする。



第 5.7-1 表 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の主要仕様

(1) 常設高圧代替注水系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉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
- ・ 格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

型 式	うず巻形
個 数	1
容 量	約 142m <sup>3</sup> /h
全 揚 程	約 882m

(2) 原子炉隔離時冷却系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉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
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

主要仕様については、「5.3 原子炉隔離時冷却系」に示す。

(3) 高圧炉心スプレイ系ポンプ

主要仕様については、「5.2 非常用炉心冷却系」に示す。

(4) サプレッション・プール

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高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備



- ・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
  - ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
  - ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
- 主要仕様については、「9.1 原子炉格納施設」に示す。

(5) ほう酸水注入ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

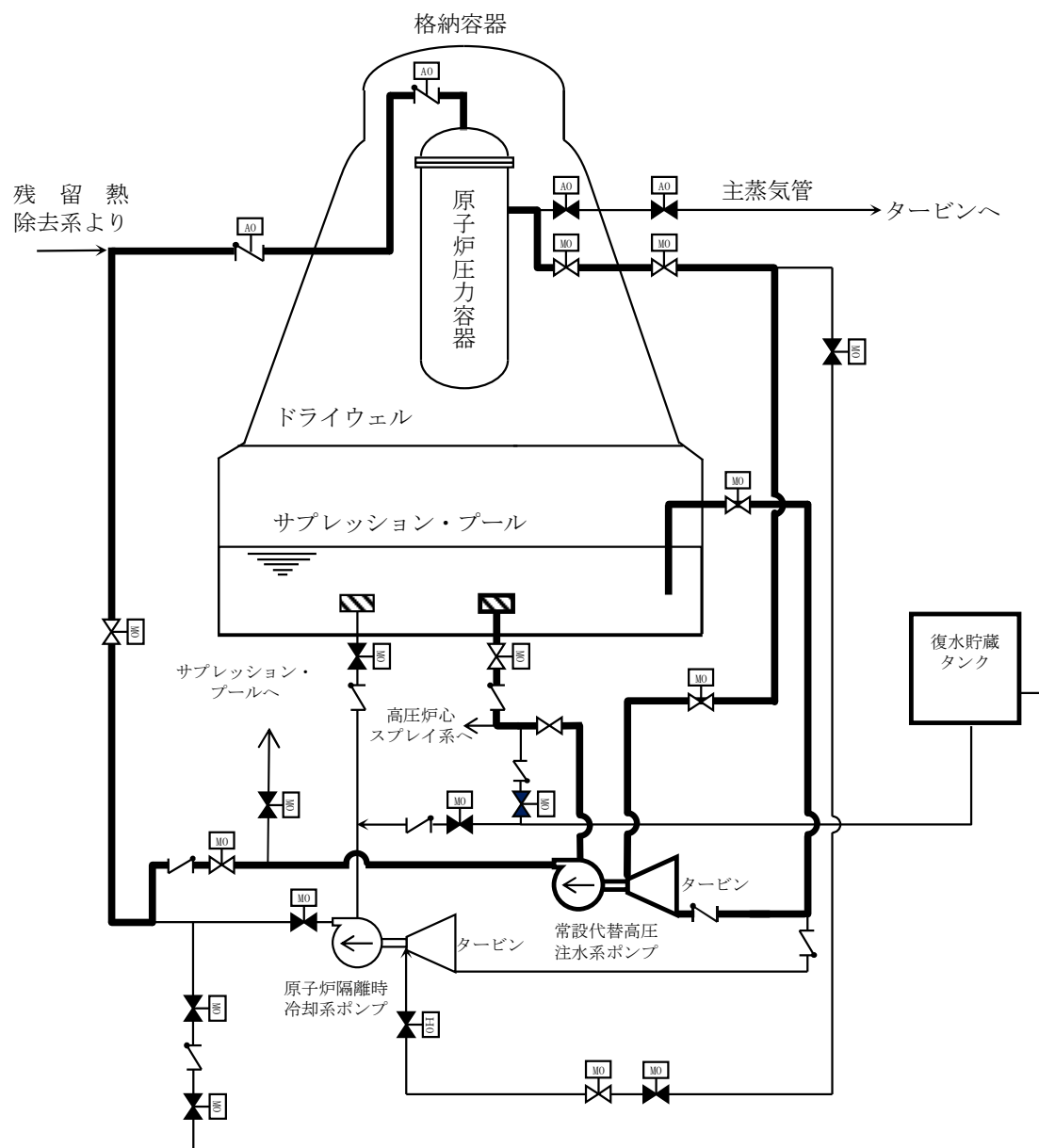
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
  - ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
  - ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- 主要仕様については、「3.3.4 ほう酸水注入系」に示す。

(6) ほう酸水貯蔵タンク

兼用する設備は以下のとおり。

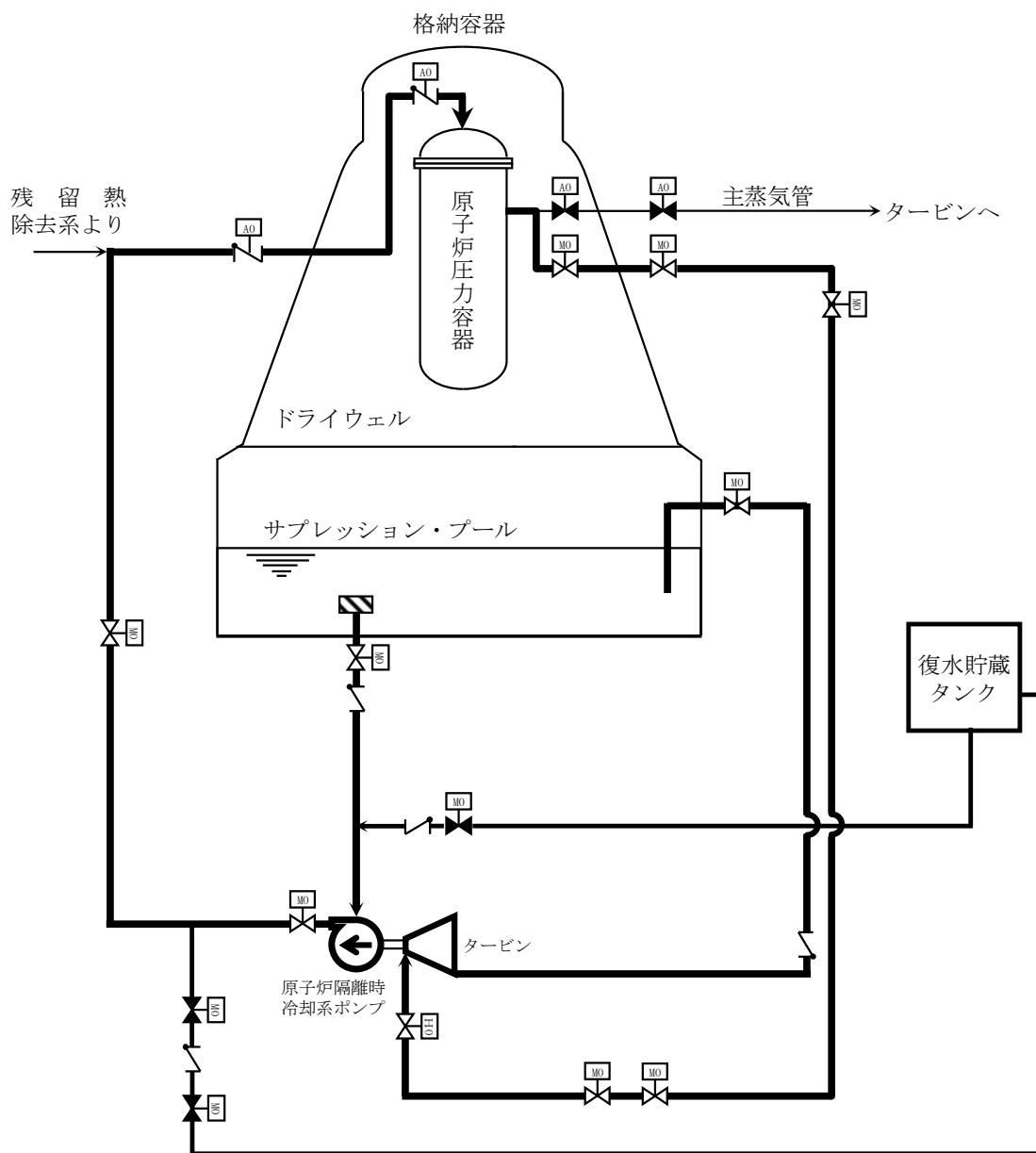
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
  - ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
  - ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- 主要仕様については、「3.3.4 ほう酸水注入系」に示す。





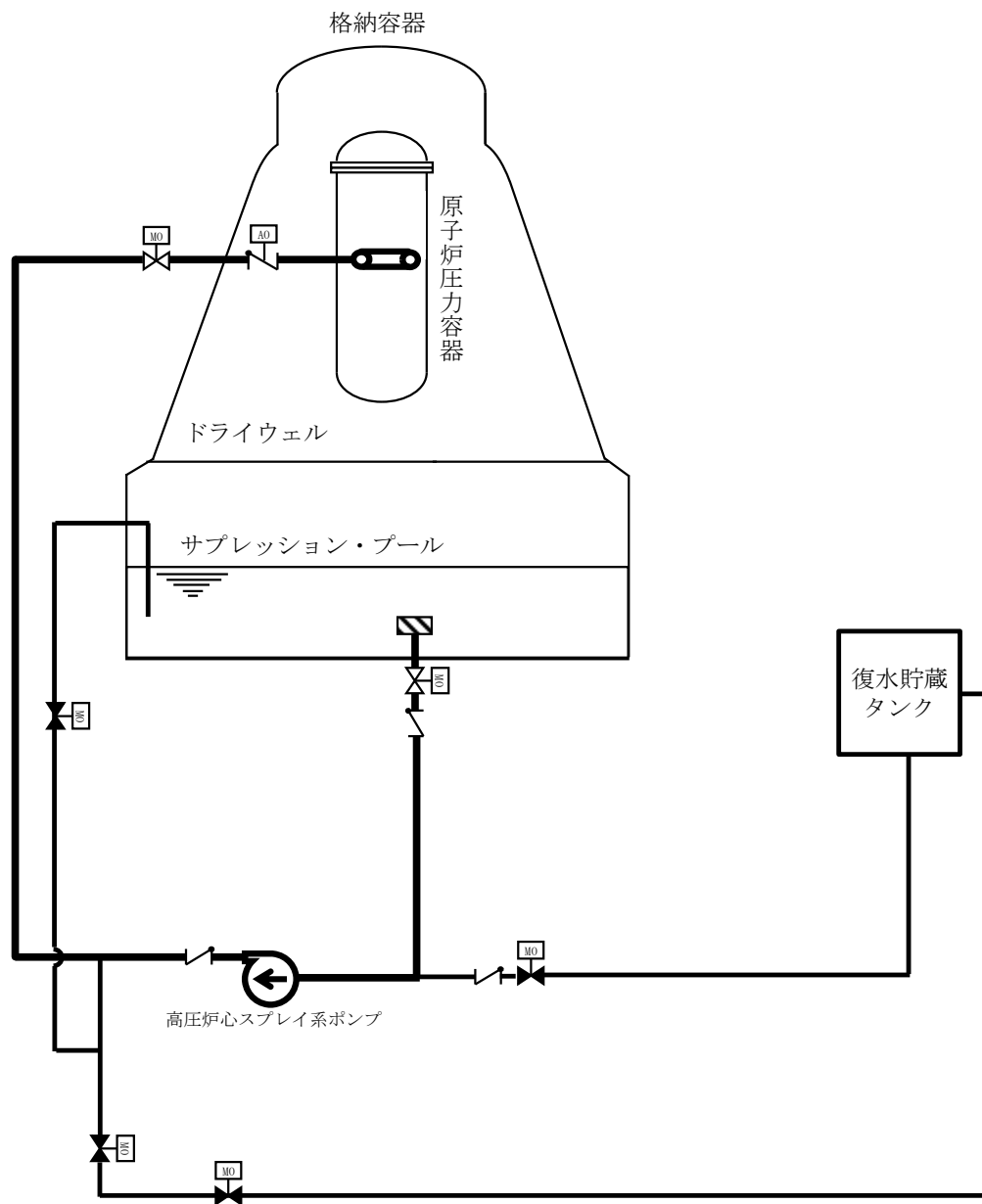
第 5.7-1 図 高压代替注水系系統概要図





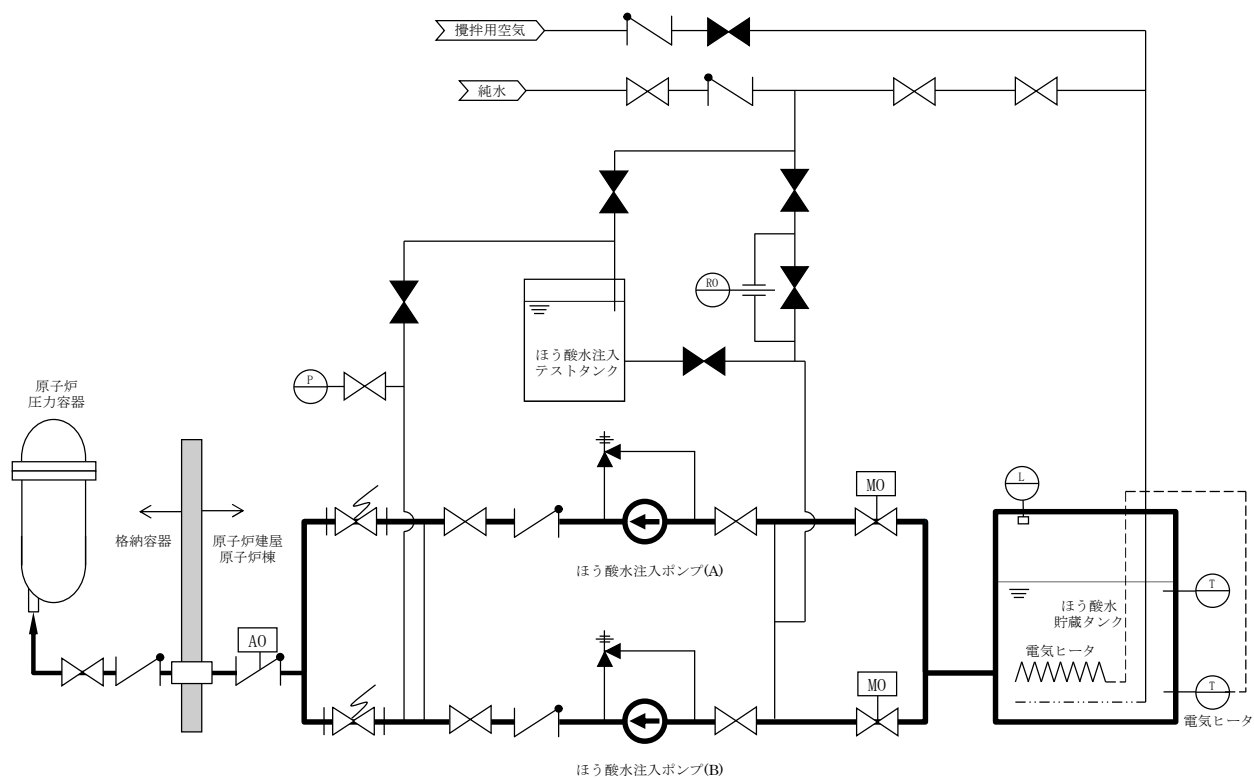
第 5.7-2 図 原子炉隔離時冷却系系統概要図





第 5.7-3 図 高圧炉心スプレイ系系統概要図





第 5.7-4 図 ほう酸水注入系系統概要図



### 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】

#### < 添付資料 目次 >

### 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

#### 3.2.1 設置許可基準規則第45条への適合方針

- (1) 中央制御室からの高圧代替注水系起動（設置許可基準規則解釈の第1項（1））
- (2) 現場手動操作による高圧代替注水系運転（設置許可基準規則解釈の第1項（1）b））
- (3) 原子炉隔離時冷却系
- (4) 高圧炉心スプレイ系
- (5) 監視及び制御に用いる設備
  - a. 高圧代替注水系による原子炉注水
  - b. 全交流動力電源喪失及び所内常設直流電源喪失時の原子炉注水
- (6) 復旧手段の整備
- (7) ほう酸水注入系による進展抑制
- (8) ほう酸注水系による進展抑制（原子炉注水を継続させる場合）
- (9) 制御棒駆動水系による原子炉注水の整備

#### 3.2.2 重大事故等対処設備

##### 3.2.2.1 高圧代替注水系の設置

###### 3.2.2.1.1 設備概要

###### 3.2.2.1.2 主要設備の仕様



- (1) 常設高圧代替注水系ポンプ
- (2) サプレッション・プール
- 3.2.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針
- 3.2.2.1.3.1 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）
  - (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）
- 3.2.2.1.3.2 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及び位置的分散（設置許可基準規則第43条第2項三）
- 3.2.2.2 高圧代替注水系の現場操作の整備
- 3.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）
- 3.2.3.1 原子炉隔離時冷却系
- 3.2.3.1.1 設備概要
- 3.2.3.1.2 主要設備の仕様
  - (1) 原子炉隔離時冷却系ポンプ
  - (2) サプレッション・プール
- 3.2.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針
- 3.2.3.2 高圧炉心スプレイ系
- 3.2.3.2.1 設備概要



#### 3.2.3.2.2 主要設備の仕様

- (1) 高圧炉心スプレイ系ポンプ
- (2) サプレッション・プール

#### 3.2.3.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針



### 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】

#### 【設置許可基準規則】

(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)

第四十五条 発電用原子炉施設には、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必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第45条に規定する「発電用原子炉を冷却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。

(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器(BWRの場合)又はタービン動補助給水ポンプ(PWRの場合)(以下「RCIC等」という。)により発電用原子炉を冷却するため、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整備すること。

a) 可搬型重大事故防止設備

i) 現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ボンベ等)を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記(1)b)i)の人力による措置が容易に行える場合を除く。

b) 現場操作

i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期



間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。

※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。



### 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

#### 3.2.1 設置許可基準規則第45条への適合方針

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、以下の対策及び設備を設ける。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原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が健全であれば、重大事故防止設備（設計基準拡張）として使用する。

##### (1) 高圧代替注水系による原子炉注水（中央制御室からの高圧代替注水系起動）（設置許可基準規則解釈の第1項（1））

設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するために、重大事故防止設備として高圧代替注水系を設ける。

高圧代替注水系は、常設高圧代替注水系ポンプを用い、サプレッション・プール又は自主対策設備である復水貯蔵タンクを水源として高圧状態の原子炉に注水し、原子炉水位を一定の範囲で維持できる設計とする。

常設高圧代替注水系ポンプは、原子炉からの蒸気で駆動可能なタービン駆動ポンプとし、弁操作により駆動タービンに蒸気を供給することで起動可能な設計とする。

また、高圧代替注水系は、全交流動力電源が喪失し、設計基準事故対処設備である所内常設直流電源である125V A系蓄電池及び125V B系蓄電池が喪失した場合でも、常設代替直流電源設備である緊急用直流125V蓄電池からの給電により、常設高圧代替注水系ポンプの起動及び高圧注水が必要な期間にわたって運転継続が可能な設計とする。



これにより、高圧代替注水系は、原子炉隔離時冷却系と同等以上の原子炉の冷却効果を有する設計とする。

(2) 高圧代替注水系による原子炉注水（現場手動操作による高圧代替注水系起動）（設置許可基準規則解釈の第1項（1）b））

高圧代替注水系は、全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合でも、系統構成に必要な弁を、現場において人力で操作することにより、常設高圧代替注水系ポンプの起動及び必要な期間にわたって高圧注水を継続可能な設計とする。なお、人力による措置が容易に行えるよう、常設高圧代替注水系ポンプ駆動タービンは、機械式ガバナでタービン蒸気供給量を制御する方式とし、弁操作のみで起動、停止及び運転継続が可能な設計とする。本操作弁については手動で操作できる設計とし、共通要因によって、直流電源の弁と同時に機能を損なわないよう多様性を持たせた設計とする。

なお、人力による措置が容易に行えることから、現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ボンベ等）を用いた、弁操作による高圧代替注水系の起動、十分な期間の運転継続のための可搬型重大事故防止設備等の整備は不要とするが、設置許可基準規則第57条への適合のため、可搬型代替直流電源設備による給電も可能な設計とする。

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時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。

(3) 原子炉隔離時冷却系



原子炉隔離時冷却系は、原子炉停止後、何らかの原因で給水が停止した場合等に、原子炉からの蒸気の一部を用いてタービン駆動ポンプを作動させ、原子炉に注水し水位を維持する設計とする。

原子炉隔離時冷却系の水源としては、通常はサプレッション・プールの水を使用するが、自主対策設備である復水貯蔵タンクの水も利用することが可能な設計とする。原子炉隔離時冷却系は中央制御室でのスイッチ操作による起動又は原子炉水位異常低下信号によって自動起動する設計とする。

#### (4) 高圧炉心スプレイ系

高圧炉心スプレイ系は、冷却材喪失事故時に、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び自動減圧系と連携して炉心を冷却する機能を有する設計とする。

高圧炉心スプレイ系は、原子炉水位異常低下信号又はドライウェル圧力高信号で作動を開始し、サプレッション・プール水又は自主対策設備である復水貯蔵タンクの水を、炉心上部に取付けられたスパージャ・ヘッダのノズルから燃料集合体上にスプレイすることによって炉心を冷却する設計とする。また、原子炉水位高信号でスプレイを自動的に停止する設計とする。

また、技術的能力審査基準への適合のため、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に、原子炉を冷却するために必要な監視及び制御の手順等として以下を整備する。

#### (5) 監視及び制御に用いる設備

「高圧代替注水系による原子炉注水」、「全交流動力電源喪失時及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水」の場合に、原子炉を冷却するために原子炉水位を監視又は推定する手段を整備する。



また、原子炉へ注水するための高圧代替注水系の作動状況を確認する手段及び原子炉を冷却するための原子炉水位を制御する手段を整備する。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 原子炉水位（広帯域）
- ・ 原子炉水位（燃料域）
- ・ 原子炉水位（S A 広帯域）
- ・ 原子炉水位（S A 燃料域）
- ・ 原子炉圧力
- ・ 原子炉圧力（S A）
- ・ 高圧代替注水系系統流量
- ・ サプレッション・プール水位

なお、計装設備については、「3.15 電源設備(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。

また、「高圧代替注水系による原子炉注水」及び「全交流動力電源喪失及び所内常設直流電源喪失時の原子炉注水」手順については、「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「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」の以下の項目で示す。

#### ① 高圧代替注水系による原子炉注水

1.2.2 重大事故等発生時の手順 1.2.2.2 フロントライン系故障時の対応手順 (1)高圧代替注水系による原子炉注水 a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動及び b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動



## ② 全交流動力電源喪失及び所内常設直流電源喪失時の原子炉注水

1.2.2 重大事故等発生時の手順 1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順 (1) 全交流動力電源喪失及び所内常設直流電源喪失時の原子炉注水 a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動及び b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動

また、技術的能力審査基準への適合のため、復旧手段として以下を整備する。

### (6) 復旧手段の整備

全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備により給電している場合は、所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に、代替交流電源設備（常設又は可搬型）又は代替交流電源設備（常設又は可搬型）により、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する手段を整備する。

なお、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。

また、手順については、「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「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」の以下の項目で示す。

#### ① 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧

1.2.2 重大事故等発生時の手順 1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順

(2) 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧 a. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電 b. 代替直流電源設備に



## よる原子炉隔離時冷却系への給電

また、技術的能力審査基準への適合のため、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に、重大事故等の進展抑制のための手段として以下を整備する。

### (7) ほう酸水注入系による原子炉注水

高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系により原子炉水位を維持できない場合には、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により電源を確保し、ほう酸水貯蔵タンクを水源として、ほう酸水注入ポンプにより原子炉への注水を実施可能な設計とする。さらに、純水系を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給することで、ほう酸水注入系による原子炉注水を継続させる設計とする。なお、ほう酸水注入系については「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（設置許可基準規則第44 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流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。

(45-4-3)

また、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に、重大事故等の進展抑制をするための自主対策設備として以下を整備する。

### (8) 純水系（ほう酸水注入系による原子炉注水を継続させる場合）

純水系を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給する設計とする。ほう酸水



貯蔵タンクへの補給に使用する純水系は耐震ＳクラスではなくＳ<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、使用可能であれば、ほう酸水貯蔵タンクに純水を補給することができ、ほう酸水注入系による原子炉への注水を継続することが可能となることから、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段として有効である。

#### (9) 制御棒駆動水圧系による原子炉注水

原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及び高圧代替注水系による原子炉への注水機能が喪失した場合、重大事故等の進展抑制のため、冷却水として原子炉補機冷却系を確保し、自主対策設備である復水貯蔵タンクを水源として制御棒駆動水系ポンプによる原子炉への注水を実施する。

制御棒駆動水系ポンプ原子炉を冷却するには十分な注水量を確保できない。また、制御棒駆動水ポンプ等は耐震ＳクラスではなくＳ<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、使用可能であれば、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展抑制のための手段として有効である。



### 3.2.2 重大事故等対処設備

#### 3.2.2.1 高圧代替注水系の設置

##### 3.2.2.1.1 設備概要

高圧代替注水系は、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系の有する原子炉の冷却機能が喪失した場合に、この機能を代替し、炉心の著しい損傷を防止するため原子炉を冷却すること及び原子炉水位を維持することを目的として設置するものである。

高圧代替注水系は、ポンプ1個（蒸気タービン駆動）、電源設備（常設代替直流電源設備又は可搬型代替交流電源設備）、水源であるサプレッション・プール、注水流路である高圧炉心スプレイ系及び高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系、蒸气流路である原子炉隔離時冷却系及び主蒸気系、高圧代替注水系配管・弁、注水先である原子炉压力容器等から構成される。

高圧代替注水系の系統概要図を第3.2-1図に重大事故等対処設備一覧を第3.2-1表に示す。

高圧代替注水系は、全交流動力電源が喪失し、設計基準事故対処設備である所内常設直流電源系統が喪失した場合でも、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、常設代替直流電源設備である緊急用直流125V蓄電池から給電し、中央制御室からのスイッチ操作によって、サプレッション・プール又は自主対策設備である復水貯蔵タンクを水源として、原子炉隔離時冷却系を介して原子炉へ注水可能な設計とする。また、常設代替直流電源設備が機能しない場合でも、現場での電動弁の人力による操作により、高圧注水系が必要な期間にわたって運転を継続できる設計とする。

常設高圧代替注水系ポンプ駆動タービンへの蒸気供給ラインは、原子炉隔離時冷却系の蒸気供給ラインから分岐し、高圧代替注水系蒸気供給弁の開操



作により，常設高圧代替注水系ポンプ駆動タービンに蒸気を導く設計とする。

常設高圧代替注水系ポンプ駆動タービンの排気は，原子炉隔離時冷却系タービン排気ラインに合流し，サブプレッション・プールへ放出する設計とする。

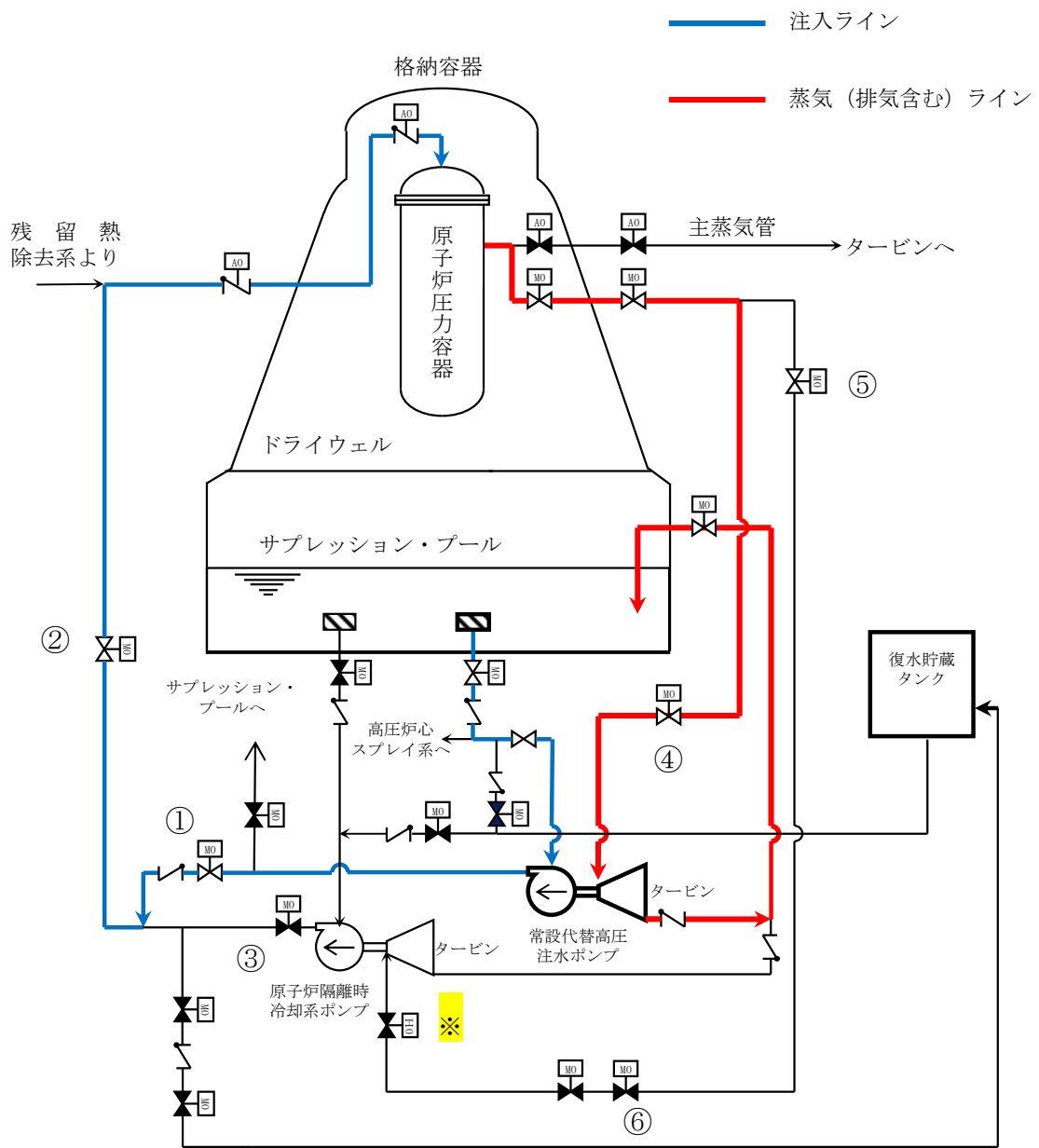
常設高圧代替注水系ポンプの吸込ラインは，サブプレッション・プールを水源とする高圧炉心スプレイ系から分岐してポンプに供給する設計とし，自主対策設備である復水貯蔵タンクからの供給も可能な設計とする。

常設高圧代替注水系ポンプの吐出ラインは，原子炉隔離時冷却系の原子炉への注水配管に接続する設計とし，吐出ラインにはサブプレッション・プールに戻るテストラインを設ける設計とする。

高圧代替注水系は，中央制御室又は現場で高圧代替注水系蒸気供給弁，高圧代替注水系注入弁及びR C I C注入弁の開操作をすることで運転を行う設計とする。



	弁名称
①	高压代替注水系注入弁
②	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
③	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁
④	高压代替注水系タービン止め弁
⑤	原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁



※：Hydraulic Operated の略。  
油圧作動弁をさす。  
当該弁の詳細は補足説明資料 45-8 に示す。

第 3.2-1 図 高压代替注水系系統概要図



第3.2-1表 高圧代替注水系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	常設高圧代替注水系ポンプ【常設】 サプレッション・プール【常設】*1
	付属設備	—
	水源	—
	流路	蒸気系 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁【常設】 主蒸気系 配管・弁【常設】 原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁【常設】 注水系 高圧代替注水系（注水系）配管・弁【常設】 高圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ【常設】 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁【常設】
	関連設備	注水先
		原子炉圧力容器【常設】
	電源設備*2 （燃料補給設備含む）	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】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 常設代替直流電源設備 緊急用直流125V蓄電池【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】



第3.2-1表 高圧代替注水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	計装設備*3	高圧代替注水系系統流量【常設】 原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（S A広帯域）【常設】 原子炉水位（S A燃料域）【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（S A）【常設】 サプレッション・プール水位【常設】

\*1：水源については，「3.13重大事故等の収束に必要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。



### 3.2.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器仕様を以下に示す。

#### (1) 常設高圧代替注水系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉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
- ・格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

種	類	: うず巻形		
容	量	: 約142m <sup>3</sup> ／h		
全	揚	程	: 約882m	
最高使用圧力	: 吸込側0.70MPa[gage]／吐出側10.35MPa[gage]			
最高使用温度	: 120℃			
個	数	: 1		
取	付	箇	所	: 原子炉建屋原子炉棟地下2階

#### (2) サプレッション・プール

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高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・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
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備



基	数	: 1
容	量	: 約3,400m <sup>3</sup>
取 付 箇 所		: 格納容器内



### 3.2.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.2.2.1.3.1 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。

高圧代替注水系の常設高圧代替注水系ポンプは，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，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，第3.2-2表に示す設計とする。

(45-3-1～3)



第3.2-2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考慮した上で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）。
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を受けない。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

(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。

高圧代替注水系の運転のため操作が必要な機器を第3.2-3表に示す。

高圧代替注水系を運転する場合は，原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め



弁を閉にした後， 高圧代替注水系注入弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁を開にする。その後， 高圧代替注水系タービン止め弁を開とし， 常設高圧代替注水系ポンプを起動し， 高圧代替注水系による原子炉注水を行う。なお， R C I Cタービン止め弁が開状態から動作不能になった場合や， 配管機能が喪失した場合で高圧代替注水系側へ十分な蒸気供給ができない状況への対応についても， S A用R C I C蒸気止め弁を閉操作することで， 高圧代替注水系側へ蒸気供給を行うことができる設計とする。

常設高圧代替注水系ポンプは， 高圧代替注水系タービン止め弁を開操作することで起動し， ポンプ自体の起動操作は不要な設計とする。

高圧代替注水系注入弁， 原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁， 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁の操作は， いずれも中央制御室の操作スイッチにより操作可能な設計とする。

中央制御室に設置する操作盤の操作器， 表示器及び銘板は， 操作者の操作・監視性・識別性を考慮しており， また， 十分な操作空間を確保することで確実に操作できる設計とする。

電源喪失により中央制御室からの電動弁の遠隔操作ができない場合であっても， 高圧代替注水系注入弁， 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁， 高圧代替注水系タービン止め弁を現場で人力により手動操作することで常設高圧代替注水系の運転が可能な設計とする。

弁の現場操作を可能とするため， 操作弁駆動部には手動ハンドルを設け， 想定される重大事故等が発生した場合の設置場所である原子炉建屋原子炉棟内の環境条件(被ばく影響等)を考慮の上， 設置場所に十分な操作空間を確保し， 確実に操作可能な設計とする。

(45-3-1～3)



第3.2-3表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
高圧代替注水系注入弁	全閉⇒全開	中央制御室	操作スイッチ
		原子炉建屋原子炉棟地下2階	手動操作
原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	全閉⇒全開	中央制御室	操作スイッチ
		原子炉建屋原子炉棟4階	手動操作
高圧代替注水系タービン止め弁	全閉⇒全開	中央制御室	操作スイッチ
		原子炉建屋原子炉棟地下1階	手動操作
原子炉隔離時冷却系 SA蒸気止め弁*	全開⇒全閉	中央制御室	操作スイッチ
		原子炉建屋原子炉棟2階	手動操作

\* 原子炉隔離時冷却系を運転中に R C I C 蒸気供給弁が開状態から作動不能となった場合や原子炉隔離時冷却系配管が機能喪失した場合に操作を行う。

(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。

高圧代替注水系は第3.2-4表に示すように、原子炉の運転中に機能・性能検査を及び弁動作確認を、また、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。

常設高圧代替注水系ポンプは、原子炉停止中に、分解検査としてケーシングカバー及びタービンカバーを取り外し、ポンプ及びタービンの部



品(主軸，軸受，羽根車及びタービン等)の点検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，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可能な設計とする。

また，常設高圧代替注水系ポンプは，吐出配管にテストラインを設置し，原子炉運転中又は原子炉停止中に，サプレッション・プールを水源とした循環運転を行うことで，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。

(45-5-1, 2)



第3.2-4表 高圧代替注水系の試験・検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能確認，ポンプ及び系統配管・弁の漏えいの確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能確認，ポンプ及び系統配管・弁の漏えいの確認，外観の確認
	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

(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。

高圧代替注水系は，高圧代替注水系蒸気供給ライン，常設高圧代替注水系ポンプ吸込ライン，ポンプ吸い込みライン及び蒸気排気ラインを原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系又は補給水系と共用するが，これ以外のラインについては，重大事故等への対処の目的のみに使用されるため，本来の用途以外の用途には使用しない。

高圧代替注水系の流路として共用する原子炉隔離時冷却系，高圧炉心



スプレイ系及び補給水系の配管ラインについては、通常待機時の系統から高压代替注水系に切り替えるために、第3.2-3表で示す弁操作を行う。原子炉隔離時冷却系と共用する蒸気供給ラインについては、高压代替注水系タービン止め弁を開操作することで、常設高压代替注水系ポンプへ蒸気を供給することができる設計とする。また、原子炉隔離時冷却系と共用する注水ラインについては、高压代替注水系注入弁を開操作することで、高压代替注水系の流路として使用できる設計とする。これらの切替操作については、中央制御室から遠隔操作可能な設計とすることで、原子炉压力容器への高压注水が必要となるまでの間に、第3.2-2図で示すタイムチャートのとおり、速やかに切り替えることが可能な設計とする。

原子炉隔離時冷却系ポンプのトリップ・スロットル弁が開状態から動作不能になった場合や、配管機能が喪失した場合で、高压代替注水系側へ蒸気供給ができない状況となった場合も、原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁を閉操作することで、高压代替注水系側への蒸気供給が可能な設計とする。また、電源喪失により、中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても、高压代替注水系注入弁及び高压代替注水系蒸気供給弁を現場で人力により操作することでポンプの起動が可能であり、第3.2-3図のタイムチャートに示すとおり、注水が要求されるタイミングまでに速やかに高压代替注水系の起動が可能な設計とする。なお、常設高压代替注水系ポンプ吸込ラインについても、遠隔操作にて容易に自主設備である復水貯蔵タンクの水を使用可能な設計とする。

(45-3-1～3, 45-4-1)



			経過時間 (分)									備考
			1	2	3	4	5	6	7	8	9	
手順の項目	実施箇所・必要人員数		8分 高圧代替注水系による注水開始									
高圧代替注水系起動	運転員 A, B (中央制御室)	2							▽	系統構成, 起動, 注水開始		
									→			

第3.2-2図 高圧代替注水系のタイムチャート (中央制御室からの起動) \*

			経過時間 (分)										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	実施箇所・必要人員数		58 分 高圧代替注水系起動										
高圧代替注水系起動	運転員 A, B (中央制御室)	2	原子炉水位計接続										
	運転員 C, D (現場)	2	移動					系統構成					
	運転員 E, 重大事故等対応要員 (現場)	2	移動					系統構成					
												▶ 起動開始	

第3.2-3図 高圧代替注水系のタイムチャート (現場起動) \*

\* : 「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。

高圧代替注水系は, 第3.2-5表に示すとおり, 通常待機時は高圧代替注水系タービン止め弁を閉とすることで, 原子炉隔離時冷却系の蒸気ラインから隔離するとともに, 高圧代替注水系注入弁を閉とすることで,



原子炉隔離時冷却系の注水ラインから隔離する設計としており、**重大事故等時**に高圧代替注水系を用いる場合は、弁操作によって、通常**待機時**の系統構成から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。また、高圧代替注水系は、高圧炉心スプレイ系に対し独立した注水ラインを有する設計とすることで、相互に悪影響を及ぼさない設計とする。

高圧代替注水系は、原子炉隔離時冷却系運転時に、高圧代替注水系**タービン止め弁**が自動開することによる原子炉隔離時冷却系機能への悪影響を防止するため、高圧代替注水系**タービン止め弁**に自動開インターロックを設けない設計とし、高圧代替注水系と原子炉隔離時冷却系は、相互に悪影響を及ぼすことのないように、同時に使用しない運用とする。

また、常設高圧代替注水系ポンプ駆動タービンは単段式であり、タービン翼は鍛造品の削り出し加工により製造するものを適用することで、破損により飛散することがない設計とする。

(45-4-1)

第3.2-5表 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
原子炉隔離時冷却系	高圧代替注水系注入弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉
原子炉隔離時冷却系	高圧代替注水系 <b>タービン止め弁</b>	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉



(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。

高圧代替注水系の系統構成に操作が必要な弁の設置場所、操作場所を第3.2-6表に示す。高圧代替注水系注入弁、原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁は、原子炉建屋原子炉棟内に設置されるが、中央制御室からの遠隔操作を可能とすることにより、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。

また、仮に電源が喪失し、中央制御室からの遠隔操作ができない場合は、高圧代替注水系注入弁、原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁を原子炉建屋原子炉棟内の現場で人力により手動操作を行うことから、操作場所の放射線量が高くないよう考慮した場所に設置する設計とする。

第3.2-6表に設置場所と操作方法を、第3.2-4図に系統上の配置を示す。

(45-3-1～3)

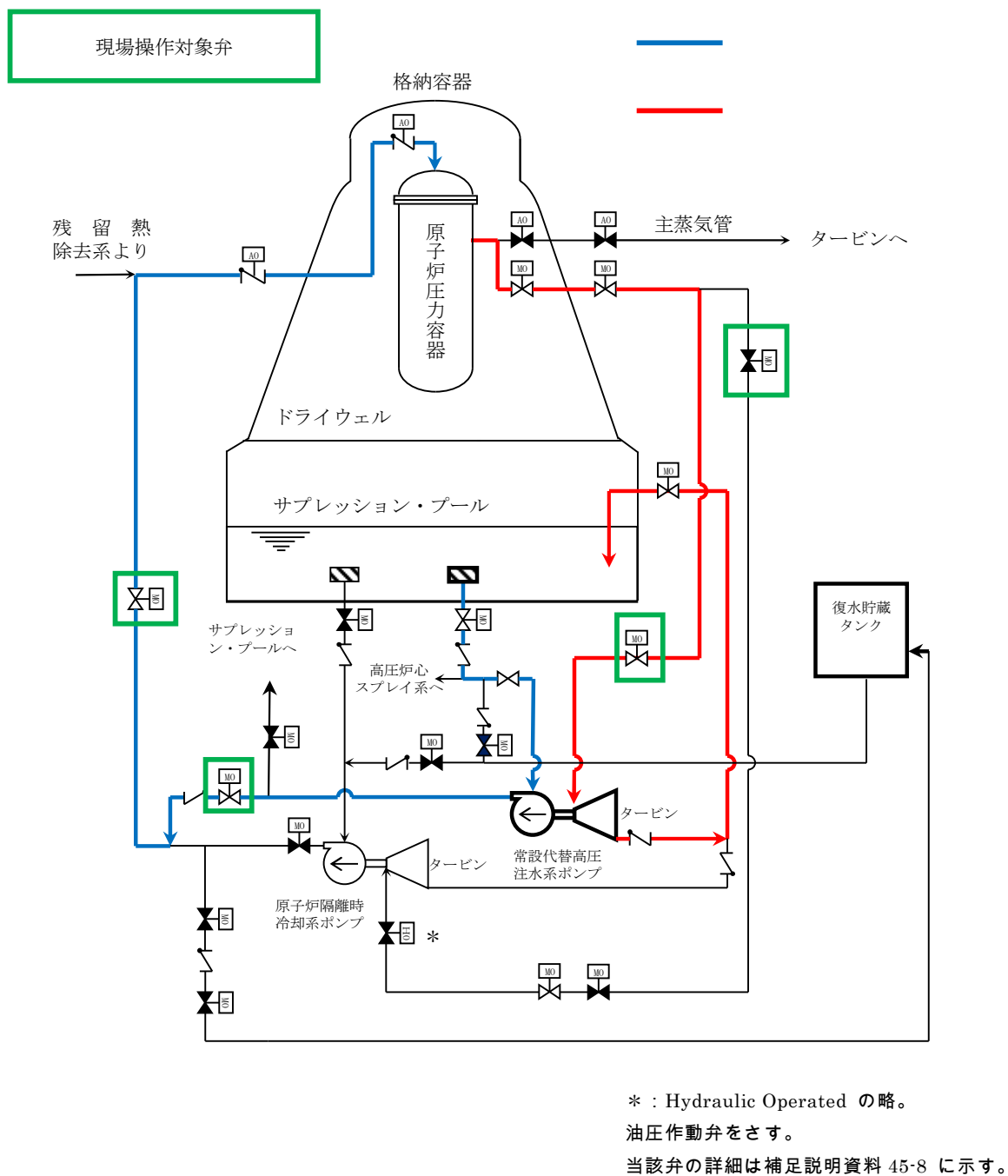


第3.2-6表 操作対象機器設置場所

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
高圧代替注水系注入弁	全閉⇒全開	中央制御室	操作スイッチ
		原子炉建屋原子炉棟地下2階	手動操作
原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	全閉⇒全開	中央制御室	操作スイッチ
		原子炉建屋原子炉棟4階	手動操作
高圧代替注水系タービン止め弁	全閉⇒全開	中央制御室	操作スイッチ
		原子炉建屋原子炉棟地下1階	手動操作
原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁*	全開⇒全閉	中央制御室	操作スイッチ
		原子炉建屋原子炉棟2階	手動操作

\* 原子炉隔離時冷却系を運転中に R C I C 蒸気供給弁が開状態から作動不能となった場合や原子炉隔離時冷却系配管が機能喪失した場合に操作を行う。





第3.2-4図 高圧代替注水系の現場操作



### 3.2.2.1.3.2 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。

高压代替注水系は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であつて、設計基準事故対処設備が有する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、十分な期間原子炉水位を維持できる容量を有する設計とする。常設高压代替注水系ポンプの容量は、原子炉停止15分後に注水を確立した場合に炉心損傷を防止するために必要な流量 $136\text{m}^3/\text{h}$ とし、これを満足する $142\text{m}^3/\text{h}$ を公称値とする。

また、原子炉に注水する場合の常設高压代替注水系ポンプの揚程は、 $136\text{m}^3/\text{h}$ で注水を実施する場合の圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（格納容器）の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損）を考慮した要求値が約872mであることから、約882mの揚程を確保可能な設計とする。

(45-6-1, 2)

#### (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、高圧代替注水系は共用しない。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性及び位置的分散(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。

高圧代替注水系は、高圧注水機能を持つ設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系に対し、第3.2-7表に示すとおり多様性及び位置的分散を考慮した設計とする。

常設高圧代替注水系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟に設置するが、設



計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系ポンプ又は高圧炉心スプレイ系ポンプとは異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

水源としては、サブプレッション・プールを使用し、原子炉隔離時冷却系と吸い込み口を分離配置することで位置的分散を図る設計とする。

常設高圧代替注水系ポンプのサポート系として、冷却水は自己冷却とすることで原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプの冷却水と同時に機能喪失しない多様性を有する設計とする。

駆動源については、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の駆動源（電動機）と異なるタービン駆動とすることで、多様性を有する設計とする。

流路については、サブプレッション・プールから原子炉压力容器へ注水する原子炉隔離時冷却系配管との合流部まで、原子炉隔離時冷却系ポンプを使用する系統に対して独立した設計とする。また、サブプレッション・プールから原子炉压力容器へ注水する高圧炉心スプレイ系配管は高圧代替注水系と異なった流路とし、高圧炉心スプレイ系ポンプを使用する系統に対して独立した設計とする。

常設高圧代替注水ポンプのタービンを駆動させるための蒸気を供給する電動弁については、原子炉隔離時冷却系ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう緊急用直流125V蓄電池により給電できる多様性を有する設計とする。また、高圧代替注水系注入弁及び高圧代替注水系蒸気供給弁は手動操作ハンドルを設けており、仮に、電源設備が全て喪失し、中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても、現場で人力により手動操作することでポンプの起動が可能な設計とし、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系に対し多様性を有する設計とする。



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。

高圧代替注水系は，第3.2-8表 で示すとおり，地震，津波，火災及び  
洪水による共通要因故障を防止するために，独立性を確保する設計とする。



第3.2-7表 設計基準事故対処設備との多様性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備		重大事故防止設備
	高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系	高圧代替注水系
ポンプ	高圧炉心スプレイポンプ	原子炉隔離時冷却系ポンプ	常設高圧代替注水系ポンプ
	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	原子炉建屋原子炉棟 地下2階 (別区画)
水源	サプレッション・プール	サプレッション・プール	サプレッション・プール (原子炉隔離時冷却系と 吸込口分離配置)
駆動用 空気	不要	不要	不要
潤滑油	不要 (内包油)	内包油 (内包油)	不要 (水潤滑)
冷却水	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系	自己冷却	自己冷却
電源	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	所内常設直流電源	常設代替直流電源設備 または手動操作



第 3. 2-8 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
		高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系	高圧代替注水系
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系は耐震 S クラス設計とし、重大事故防止設備である高圧代替注水系は、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高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系は防潮堤及び浸水防止設備の設置により、重大事故防止設備である高圧代替注水系は、防潮堤及び浸水防止設備の設置に加え、水密構造の地下格納槽に設置することで、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の高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系と、重大事故防止設備である高圧代替注水系は、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 重大事故等対処設備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の高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系と、重大事故防止設備である高圧代替注水系は、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 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。		



### 3.2.2.2 高圧代替注水系の現場操作の整備

全交流電源喪失及び常設直流電源系統喪失を想定し、中央制御室からの遠隔操作が出来ない場合に、現場での人力による弁の操作で系統の起動及び十分な期間の運転継続に必要な設備を整備する

なお、操作手順等の詳細については、「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「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」の以下の項目で示す。

a. 全交流動力電源喪失及び所内常設直流電源喪失時の原子炉注水

1.2.2 重大事故等発生時の手順 1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順

(1) 全交流動力電源喪失時及び所内常設直流電源喪失時の原子炉注水 b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動



### 3.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

#### 3.2.3.1 原子炉隔離時冷却系

##### 3.2.3.1.1 設備概要

原子炉隔離時冷却系は，原子炉停止後，何らかの原因で給水が停止した場合等に，原子炉蒸気の一部を用いてタービン駆動ポンプを作動させ，サプレッション・プール又は自主対策設備である復水貯蔵タンクの水を原子炉に注水し水位を維持する。

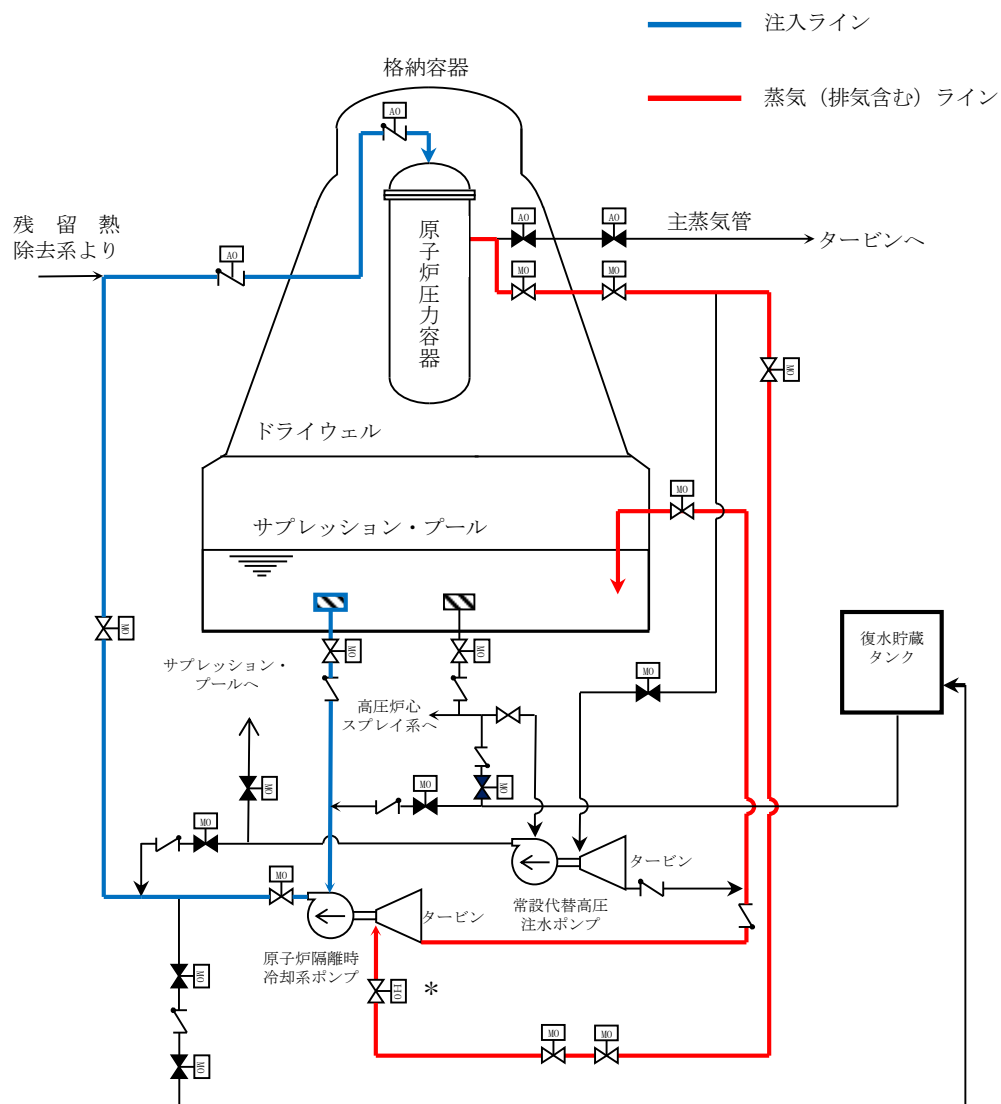
原子炉隔離時冷却系は，タービン駆動ポンプ1個，蒸気駆動タービン1個，配管・弁等からなり，ドライウェル内側の隔離弁の上流から抽出した蒸気によってタービンを駆動することで，外部電源を必要としない設計とする。

原子炉隔離時冷却系は，中央制御室からのスイッチ操作又は原子炉水位異常低下信号によって起動する。

本システムの系統概要図を第3.2-5図に，重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を第3.2-9表に示す。

原子炉隔離時冷却系は設計基準事故対処設備であるが，想定される重大事故等時において健全であれば，重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。





\* : Hydraulic Operated の略。

油圧作動弁をさす。

当該弁の詳細は補足説明資料 45-8 に示す。

第3.2-5図 原子炉隔離時冷却系 系統概要図



第3.2-9表 原子炉隔離時冷却系に関する重大事故等対処設備

(設計基準拡張) 一覧

設備区分		設備名
主要設備		原子炉隔離時冷却系ポンプ【常設】 サプレッション・プール【常設】*1
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	蒸気系 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁【常設】 主蒸気系 配管・弁【常設】 注水系 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ【常設】
	注水先	原子炉圧力容器【常設】
	電源設備*2 (燃料補給設備含む)	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】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 常設代替直流電源設備 緊急用直流125V蓄電池【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】
	計装設備*3	原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（SA広帯域）【常設】 原子炉水位（SA燃料域）【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【常設】 原子炉隔離時冷却系系統流量【常設】 サプレッション・プール水位【常設】



- \*1: 水源については, 「3. 13重大事故等の収束に必要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: 計装制御設備については「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。



### 3.2.3.1.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

#### (1) 原子炉隔離時冷却系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉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

- ・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

容 量 : 約142m<sup>3</sup>/h以上

全 揚 程 : 約869m～約186m

個 数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟地下2階

#### (2) サプレッション・プール

兼用する設備については、「3.2.2.1.2 主要設備の仕様(2) サプレッション・プール」に記載のとおり。

個 数 : 1

容 量 : 約3,400m<sup>3</sup>



### 3.2.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

原子炉隔離時冷却系は、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、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

原子炉隔離時冷却系ポンプについては、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。

重大事故等対処設備（設計基準拡張）としての原子炉隔離時冷却系ポンプの多様性、位置的分散については、非常用ディーゼル発電機及び常設直流電源が使用可能な場合において、設計基準対象施設として使用する場合と同様に第3.2-10表に示す設計である。

原子炉隔離時冷却系は、二以上の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。



第3.2-10表 重大事故対処設備（設計基準拡張）の多様性，  
位置的分散

項目	重大事故対処設備（設計基準拡張）	
	高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系
ポンプ	高圧炉心スプレイポンプ	原子炉隔離時冷却系ポンプ
	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	原子炉建屋原子炉棟 地下2階（別区画）
水源	サプレッション・プール	サプレッション・プール
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	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 用海水系	自己冷却
電源	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	所内常設直流電源

原子炉隔離時冷却系ポンプについては，設計基準事故時の非常用炉心冷却機能を兼用しており，設計基準事故時に使用する場合の容量が，重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。

原子炉隔離時冷却系ポンプについては，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3.2-11表に示す設計である。



第3.2-11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	海水を通水しない。
地震	適切な地震荷重との組合せ考慮した上で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）。
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を受けない。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

また，原子炉隔離時冷却系は中央制御室にて操作可能な設計である。原子炉隔離時冷却系の系統構成及び運転に必要な操作機器は，中央制御室で操作することから，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉隔離時冷却系については，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また，原子炉隔離時冷却系については，テストラインにより系統の機能・性能試験が可能な設計である。原子炉隔離時冷却系ポンプについては，発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能試験が可能な設計であり，発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が可能な設計である。



基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。



### 3.2.3.2 高圧炉心スプレイ系

#### 3.2.3.2.1 設備概要

高圧炉心スプレイ系は、非常用炉心冷却系の1つである。非常用炉心冷却系は、冷却材喪失事故時に燃料被覆管の重大な損傷を防止し、ジルコニウム-水反応を抑え、崩壊熱を長期にわたり除去する機能を持ち、低圧注水系、低圧スプレイ系、高圧炉心スプレイ系及び自動減圧系で構成する。

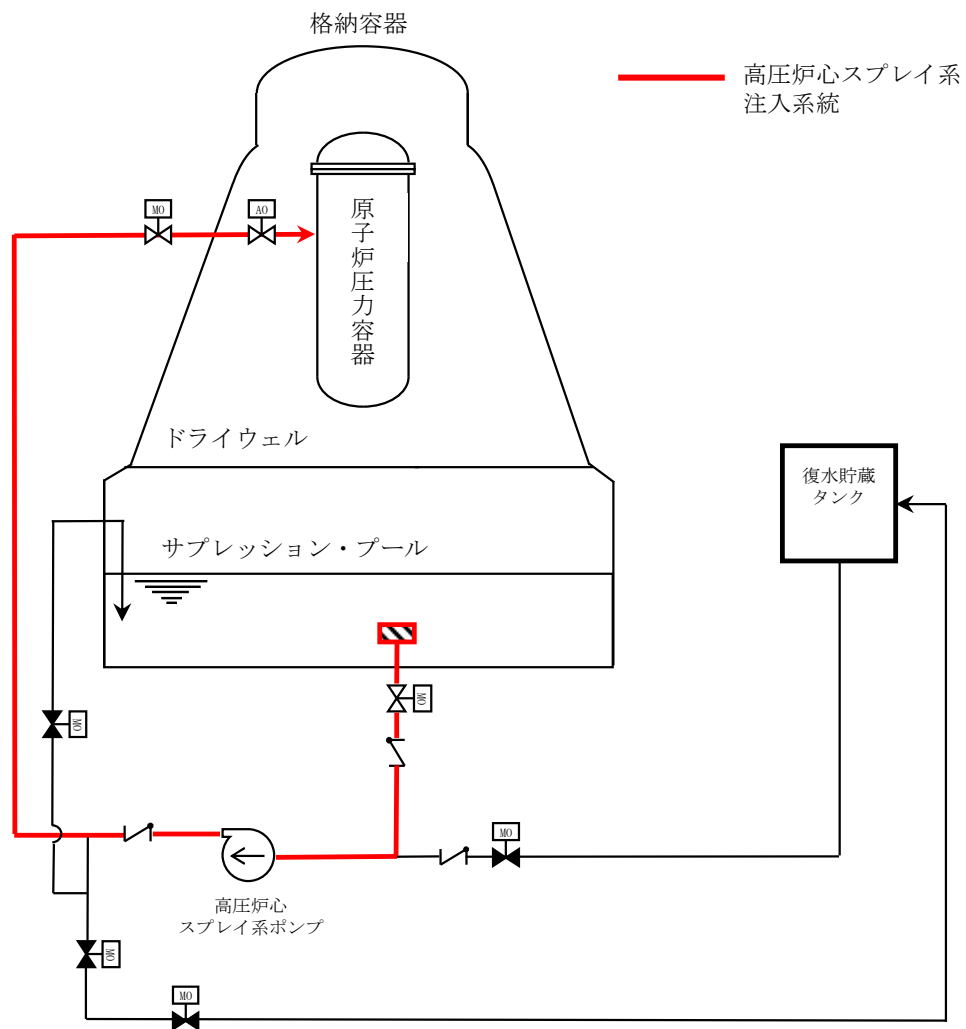
本システムの構成は、電動機駆動ポンプ1個、スパージャ、配管、弁等からなり、専用の母線及びディーゼル発電機により作動する。

高圧炉心スプレイ系は、原子炉水位異常低下信号又はドライウェル圧力高信号により自動起動する。水源としてはサプレッション・プール水を使用するが、自主対策設備である復水貯蔵タンクの水も使用可能なシステムとなっている。

本システムの系統概要図を第3.2-6図に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を第3.2-12表に示す。

本システムは設計基準事故対処施設であるが、想定される重大事故等時においてその機能を考慮するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。





第3.2-6図 高圧炉心スプレイ系 系統概要図



第3.2-12表 高圧炉心スプレイ系に関する重大事故等対処設備

(設計基準拡張) 一覧

設備区分		設備名
主要設備		高圧炉心スプレイ系ポンプ【常設】 サプレッション・プール【常設】*1
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	高圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパーージャ 【常設】
	注水先	原子炉圧力容器【常設】
	電源設備*2 (燃料補給設備含む)	非常用交流電源設備 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機【常設】
	計装設備*3	高圧炉心スプレイ系系統流量【常設】 原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)【常設】 原子炉水位(SA広帯域)【常設】 原子炉水位(SA燃料域)【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力(SA)【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: 計装制御設備については「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。



### 3.2.3.2.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

#### (1) 高圧炉心スプレイ系ポンプ

容 量 : 約1,440T/h以上

全 揚 程 : 約257m

個 数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟地下2階

#### (2) サプレッション・プール

兼用する設備については、「3.2.2.1.2 主要設備の仕様(2) サプレッション・プール」に記載のとおり。

個 数 : 1

容 量 : 約3,400m<sup>3</sup>



### 3.2.3.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

高圧炉心スプレイ系は、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、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

高圧炉心スプレイ系ポンプは、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。

重大事故等対処設備（設計基準拡張）としての高圧炉心注水系ポンプの多様性及び位置的分散については、非常用ディーゼル発電機及び常設直流電源が使用可能な場合において、設計基準対象施設として使用する場合と同様に表3.2-15 に示す設計である。

原子炉隔離時冷却系は、二以上の原子炉施設において共用しない。

高圧炉心スプレイ系ポンプは、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等時の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

高圧炉心スプレイ系ポンプは、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3.2-13表に示す設計である。



第3.2-13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	海水を通水しない。
地震	適切な地震荷重との組合せ考慮した上で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）。
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を受けない。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

また，高圧炉心スプレイ系は中央制御室にて操作可能な設計である。高圧炉心スプレイ系の系統構成及び運転に必要な操作機器は，中央制御室で操作することから，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧炉心スプレイ系には，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計とする。また，高圧炉心スプレイ系は，テストラインにより系統の機能・性能試験が可能な設計である。高圧炉心スプレイ系ポンプについては，発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能試験が可能な設計であり，発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が可能な設計である。

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。



### 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】

基準適合への対応状況



## 5. 原子炉冷却系統施設

### 5.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

#### 5.8.1 概 要

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必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の系統概要図を第 5.8-1 図から第 5.8-3 図に示す。

#### 5.8.2 設計方針

##### (1) フロントライン系故障時に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備として、以下の重大事故等対処設備（過渡時自動減圧機能）を設ける。

##### a. 過渡時自動減圧機能

自動減圧機能の故障等により原子炉の減圧機能が喪失した場合の常設重大事故防止対処設備として、過渡時自動減圧機能を使用する。

過渡時自動減圧機能は、原子炉水位異常低下（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転している場合に、逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち 2 個を作動させる減圧自動化ロジックを設けることにより、原子炉を減圧できる設計とする。具体的な設備は、以下のとおりとする。

##### ・ 過渡時自動減圧機能

その他、設計基準事故対処設備である非常用ディーゼル発電機を常設重大事故防止設備（設計基準拡張）として使用する。



(2) サポート系故障時に用いる設備

a. 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、所内常設直流電源設備が機能喪失した場合を想定した逃がし安全弁の機能回復のための可搬型重大事故防止設備及び可搬型重大事故緩和設備（常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復）として、常設代替直流電源設備の緊急用直流 125V 蓄電池を使用する。

逃がし安全弁（自動減圧機能）は、緊急用直流 125V 蓄電池より給電することで、機能を回復できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・緊急用直流 125V 蓄電池（10.2 代替電源設備）

b. 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備が機能喪失した場合を想定した逃がし安全弁の機能回復のための設備として、以下の重大事故等対処設備（可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復）を設ける。

所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備が喪失した場合を想定した逃がし安全弁の機能回復のための可搬型重大事故防止設備及び可搬型重大事故緩和設備（可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復）として、可搬型代替直流電源設備の可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を使用する。

逃がし安全弁（自動減圧機能）は、可搬型代替低圧電源車より可搬型



整流器を介して給電することで、機能を回復できる設計とする。

可搬型代替低圧電源車の燃料は、可搬型設備用軽油タンクより、タンクローリを用いて補給できる設計とする。

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）
- ・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）

c. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、所内常設直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備の全てが機能喪失した場合を想定した逃がし安全弁の機能回復のための設備として、以下の重大事故等対処設備（逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復）を設ける。

所内常設直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備の全てが機能喪失した場合を想定した逃がし安全弁の機能回復のための可搬型重大事故防止設備及び可搬型重大事故緩和設備（逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復）として、逃がし安全弁用可搬型蓄電池を使用する。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個の自動減圧機能用電磁弁へ給電することで、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池



d. 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、不活性ガス系の機能喪失を想定した逃がし安全弁の機能回復のための可搬型重大事故防止設備及び可搬型重大事故緩和設備（高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復）として、高圧窒素ガスポンベを使用する。

高圧窒素ガスポンベは、高圧窒素ガス供給系（非常用）を介し、自動減圧機能用アキュムレータに窒素ガスを供給することで、逃がし安全弁（自動減圧機能）が有する原子炉の減圧機能を回復できる設計とする。

また、高圧窒素ガス供給系（非常用）は、格納容器の圧力が設計圧力の2倍となった場合においても確実に作動できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・高圧窒素ガスポンベ

(3) 炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱の防止に用いる設備

a. 逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱を防止するための常設重大事故緩和設備（逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の減圧）として、逃がし安全弁（自動減圧機能）を使用する。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）

(4) インターフェイスシステムLOCA発生時に用いる設備

a. 逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、インター



フェイスシステム L O C A 発生時に原子炉冷却材の格納容器外への漏えい量を抑制するための常設重大事故防止設備（逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の減圧）として、逃がし安全弁（自動減圧機能）を使用する。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）

b. 原子炉冷却材の漏えい量抑制

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、インターフェイスシステム L O C A 発生時に原子炉冷却材の格納容器外への漏えい量を抑制するための常設重大事故防止設備（設計基準拡張）

（逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の減圧）として、残留熱除去系 A 系注入弁，残留熱除去系 B 系注入弁，残留熱除去系 C 系注入弁，高圧炉心スプレイ系注入弁，低圧炉心スプレイ系注入弁，原子炉隔離時冷却系注入弁を使用する。

注入弁は，中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても，現場で人力により手動操作できる設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・ 残留熱除去系 A 系注入弁
- ・ 残留熱除去系 B 系注入弁
- ・ 残留熱除去系 C 系注入弁
- ・ 高圧炉心スプレイ系注入弁
- ・ 低圧炉心スプレイ系注入弁
- ・ 原子炉隔離時冷却系注入弁

逃がし安全弁（自動減圧機能）及び非常用ディーゼル発電機は，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、位置的分散等の設計方針は適用しない。

非常用ディーゼル発電機，常設代替高圧電源装置，緊急用直流 125V 蓄電池，可搬型代替低圧電源車，可搬型整流器，可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリについては「10.2 代替電源設備」に示す。原子炉圧力容器については、「5.1 原子炉圧力容器及び一次冷却材設備 5.1.2 重大事故等時」に示す。

#### 5.8.2.1 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。

過渡時自動減圧機能の論理回路は，自動減圧機能の論理回路とは分離するとともに，論理回路を 2 回路（A 系，B 系）で構成することで，多重化を図る。また，過渡時自動減圧機能及び自動減圧機能の論理回路の電源は，論理回路毎に A 系を電源区分Ⅰ，B 系を電源区分Ⅱとし，電源区分毎に別の制御盤に収納し位置的分散を図る設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び高圧窒素ガスポンベを使用する逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復において，逃がし安全弁（自動減圧機能）は，自動減圧機能用電磁弁の電源を可搬型代替低圧電源車又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池から供給し，駆動用窒素ガスを高圧窒素ガス供給系（非常用）の高圧窒素ガスポンベから供給することで，自動減圧機能用アキュムレータ及び所内常設直流電源設備を用いた弁操作に対し，多様性を持つ設計とする。

高圧窒素ガス供給系（非常用）の高圧窒素ガスポンベは，自動減圧機能用



アキュムレータが設置された格納容器内と異なる区画である原子炉建屋原子炉棟内に設置及び保管することで、位置的分散を図る設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、通常時は接続せず、原子炉建屋付属棟内の所内常設直流電源設備である 125VA 系蓄電池及び 125VB 系蓄電池と異なる区画である中央制御室に保管することで、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。

#### 5.8.2.2 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。

逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の減圧に使用する逃がし安全弁（自動減圧機能）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。

過渡時自動減圧機能の論理回路は、自動減圧機能の論理回路とは分離することで、自動減圧機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉水位異常低下（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力高の検出器からの入力信号並びに論理回路からの作動電磁弁制御信号は自動減圧機能と共有するが、自動減圧機能と隔離装置を用いて信号を分離することで、自動減圧機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

自動減圧機能と過渡時自動減圧機能の論理回路の電源は、異なる配線用遮断器から供給することで、自動減圧機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

逃がし安全弁用蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復に



使用する逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故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。また、逃がし安全弁用蓄電池は、設置場所においてベルトによって固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復に使用する高圧窒素ガスポンベは、常用の不活性ガス系からの窒素供給圧力が低下した場合に自動的に高圧窒素ガスポンベ供給弁が開となり、通常時の系統から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。

インターフェイスシステム L O C A 発生時に、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の減圧として使用する逃がし安全弁（自動減圧機能）及び原子炉冷却材の漏えい量抑制として使用する残留熱除去系 A 系注入弁，残留熱除去系 B 系注入弁，残留熱除去系 C 系注入弁，高圧炉心スプレー系注入弁，低圧炉心スプレー系注入弁，原子炉隔離時冷却系注入弁は，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。

#### 5.8.2.3 容 量 等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

過渡時自動減圧機能は、炉心の著しい損傷を防止するために作動する回路であることから、燃料有効長頂部より高い設定として、原子炉水位異常低下（レベル 1）の信号を使用する設計とする。また、逃がし安全弁（自動減圧機能）が作動すると原子炉冷却材が放出され、その補給に残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレー系ポンプによる注水が必要であることから、原子炉



水位異常低下（レベル１）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系運転の場合に作動する設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、24 時間の間、逃がし安全弁（自動減圧機能）1 個の駆動を可能とする容量を有するものを 2 個使用する。また、故障による待機徐外時のバックアップ用として 1 個を保管する。

高圧窒素ガスポンベは、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であるアキュムレータ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格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することができる窒素ガス供給量を有する設計とする。

高圧窒素ガスポンベは、必要な容量を賄うことができる個数として 1 セット 10 個（A 系統 5 個，B 系統 5 個）を高圧窒素ガス供給系（非常用）として設置することに加え、故障時及び保守点検時のバックアップとして予備 10 個を保管する。

炉心損傷時における高圧熔融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱を防止するために使用する逃がし安全弁（自動減圧機能）は、設計基準事故時の原子炉の減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の弁放出流量が、想定される重大事故等の収束に必要な弁放出流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。

インターフェイスシステム L O C A 発生時に原子炉冷却材の格納容器外への漏えい量を抑制するために使用する逃がし安全弁（自動減圧機能）は、設計基準事故時の原子炉の減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の弁放出流量が、想定される重大事故等の収束に必要な弁放出流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。



#### 5.8.2.4 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。

過渡時自動減圧機能は、中央制御室、原子炉建屋付属棟及び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当該建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

原子炉の減圧用の弁である逃がし安全弁（自動減圧機能）は、想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように格納容器内に設置し、常用の不活性ガス系からの窒素供給圧力が低下した場合に使用する高圧窒素ガスポンベの容量の設定も含めて、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動操作は中央制御室で可能な設計とする。また、逃がし安全弁（自動減圧機能）は、インターフェイスシステムLOCA発生時に破損箇所の隔離に失敗する事故時に使用する設備であるため、インターフェイスシステムLOCA発生時の環境影響を受けない格納容器内に設置し、破損箇所の隔離に失敗する事故時の影響を考慮した設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、中央制御室に設置し、想定される重大事故等時における中央制御室の環境条件を考慮した設計とする。逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、中央制御室で操作可能な設計とする。

高圧窒素ガスポンベは、原子炉建屋原子炉棟内に設置及び保管するため、重大事故等時における当該建屋内の環境条件を考慮した設計とする。高圧窒素ガスポンベは、放射線量が高くなるおそれの少ない原子炉建屋原子炉棟内に設置及び保管し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。高圧窒素ガスポンベの操作は設置場所で可能な設計とする。

インターフェイスシステムLOCA発生時に原子炉冷却材の格納容器外への漏えい量を抑制するために使用する隔離弁は、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た設計とする。

#### 5.8.2.5 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。

逃がし安全弁（自動減圧機能）の操作は，想定される重大事故等が発生した場合において，中央制御室内の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上，中央制御室における操作盤上でのスイッチ操作により操作可能な設計とする。

過渡時自動減圧機能は原子炉水位異常低下（レベル 1）の検出器を多重化し，残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立の条件成立時 2 out of 2 論理にて自動的に信号を発信し現場における操作が不要な設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復を行う系統は，重大事故等が発生した場合でも，中央制御室において逃がし安全弁用可搬型蓄電池を自動減圧機能用電磁弁の電気回路に接続することにより，通常時における電源供給から速やかに切り替えることのできる設計とする。また，車輪の設置により運搬が出来る設計とするとともに，設置場所にてベルトにより固定ができる設計とする。接続は一般的に用いられる工具を用いて確実に接続ができる設計とする。

高圧窒素ガスボンベ及び高圧窒素ガスボンベによる逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復を行う系統は，常用の不活性ガス系からの窒素供給圧力が低下した場合に自動的に高圧ガスボンベ供給弁が開となり，高圧窒素ガスボンベの窒素ガスを自動減圧機能用アキュムレータに供給する設計とする。



また、高圧窒素ガスポンベは、人力又はポンベ運搬台車による移動ができるとともに、必要により設置場所である原子炉建屋原子炉棟内にて、ボンベラックによる固縛等により転倒防止対策が可能な設計とする。接続は一般的に用いられる工具を用いて確実に接続ができる設計とする。

インターフェイスシステム L O C A 発生時に用いる逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の減圧を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設基準対象施設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設計とする。

インターフェイスシステム L O C A 時に用いる残留熱除去系 A 系注入弁，残留熱除去系 B 系注入弁，残留熱除去系 C 系注入弁，高圧炉心スプレイ系注入弁，低圧炉心スプレイ系注入弁，原子炉隔離時冷却系注入弁は中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても，現場で人力により手動操作できる設計とする。

#### 5.8.3 主要設備及び仕様

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要設備及び仕様を第 5.8-1 表に示す。

#### 5.8.4 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。

過渡時自動減圧機能は、機能・性能の確認が可能な設計とする。機能の確認としては、模擬入力による論理回路動作確認並びに性能の確認として模擬入力による校正及び設定値確認が可能な設計とする。

逃がし安全弁（自動減圧機能）による減圧に使用する逃がし安全弁（自動



円圧機能) は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により分解検査、機能・性能検査、弁作動確認及び外観検査が可能な設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復に使用する逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、外観検査として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことについて表面の状態の確認が行えるとともに、機能・性能試験として、電圧の確認を行うことが可能な設計とする。

高圧窒素ガスボンベによる逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復に使用する高圧窒素ガス供給系（非常用）は、高圧窒素ガスボンベから窒素ガスを供給することで、系統の漏えい確認及び窒素ガス供給圧力の確認が可能な設計とする。また、高圧窒素ガス供給弁は、不活性ガス系の窒素ガス供給圧力が低下した場合に、自動的に開動作することを確認できる設計とする。なお、高圧窒素ガスボンベは規定圧力及び外観の確認が可能な設計とする。



第 5.8-1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要仕様

(1) 逃がし安全弁

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

主要仕様については、「5.2 非常用炉心冷却系」に示す。

(2) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

型 式	リチウムイオン電池
個 数	2 (予備 1)
容 量	2,400Wh
電 圧	125V
使 用 箇 所	中央制御室
保 管 場 所	中央制御室

(3) 高圧窒素ガスボンベ

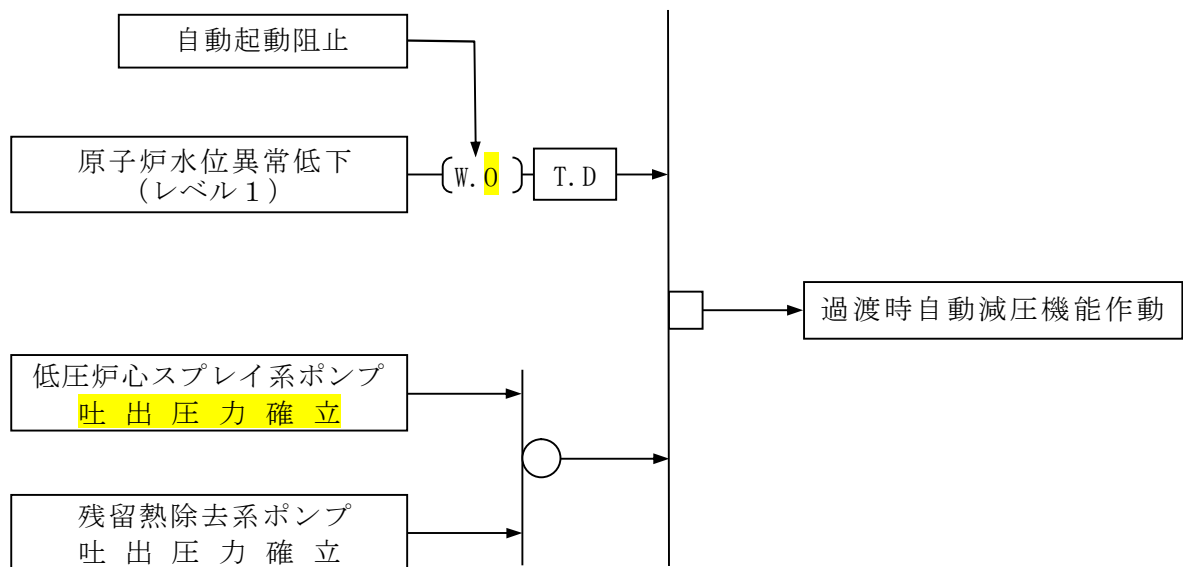
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

個 数	10 (予備 10)
容 量	約 47L/個
充 填 圧 力	約 15MPa [gage]

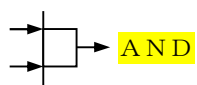
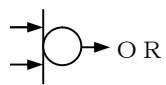








凡 例



(W.0) 信号阻止

T.D 時間遅れ

第 5.8-2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（過渡時自動減圧機能）系統概要図







### 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】

#### < 添付資料 目次 >

### 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

#### 3.3.1 設置許可基準規則第46条への適合方針

- (1) 過渡時自動減圧ロジック（過渡時自動減圧機能）（設置許可基準規則の解釈第1項（1）a））
- (2) 逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源供給）（設置許可基準規則解釈の第1項（2）a））
- (3) 逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）（設置許可基準規則解釈の第1項（2）b））
- (4) 逃がし安全弁の背圧対策（設置許可基準規則解釈の第1項（2）c））
- (5) インターフェイスシステムLOCA隔離弁
- (6) 復旧手段の整備
- (7) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）の手動操作による減圧
- (8) タービン・バイパス弁の手動操作による原子炉の減圧
- (9) 原子炉隔離時冷却系の手動操作による原子炉の減圧
- (10) 逃がし安全弁機能回復（可搬型窒素供給装置（小型））
- (11) 代替逃がし安全弁駆動装置による減圧

#### 3.3.2 重大事故等対処設備

##### 3.3.2.1 逃がし安全弁

##### 3.3.2.1.1 設備概要

- (1) 逃がし弁機能
- (2) 安全弁機能



- (3) 自動減圧機能
- (4) 逃がし弁機能用アキュムレータ
- (5) 自動減圧機能用アキュムレータ

#### 3.3.2.1.2 主要設備の仕様

- (1) 逃がし安全弁
- (2) 自動減圧機能用アキュムレータ

#### 3.3.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

##### 3.3.2.1.3.1 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）
- (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）

##### 3.3.2.1.3.2 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) 設計基準対象設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

#### 3.3.2.2 過渡時自動減圧機能

##### 3.3.2.2.1 設備概要

##### 3.3.2.2.2 主要設備の仕様

##### 3.3.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

##### 3.3.2.2.3.1 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）
- 3.3.2.2.3.2 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）
- 3.3.2.3 逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源供給）
- 3.3.2.3.1 設備概要
- 3.3.2.3.2 主要設備の仕様
- (1) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池
  - (2) 可搬型代替低圧電源車
  - (3) 可搬型整流器
  - (4) 可搬型設備用軽油タンク
  - (5) タンクローリ
- 3.3.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針
- 3.3.2.3.3.1 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）
  - (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
  - (3) 試験・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）
- 3.3.2.3.3.2 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）
- (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）

#### 3.3.2.3.3 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）
- (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）
- (3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）
- (4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）
- (5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）
- (6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第43条第3項六）
- (7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項七）

#### 3.3.2.4 逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）

##### 3.3.2.4.1 設備概要

##### 3.3.2.4.2 主要設備の仕様

- (1) 高圧窒素ガスボンベ

##### 3.3.2.4.3 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）

##### 3.3.2.4.3.2 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）



- (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）
- (3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）
- (4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）
- (5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）
- (6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第43条第3項六）
- (7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項七）

### 3.3.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

#### 3.3.3.1 インターフェイスシステムLOCA隔離弁

##### 3.3.3.1.1 設備概要

##### 3.3.3.1.2 主要設備の仕様

- (1) 高圧炉心スプレイ系注入弁
- (2) 原子炉隔離時冷却系注入弁
- (3) 低圧炉心スプレイ系注入弁
- (4) 残留熱除去系A系注入弁
- (5) 残留熱除去系B系注入弁
- (6) 残留熱除去系C系注入弁

##### 3.3.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針



### 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】

#### 【設置許可基準規則】

(原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備)

第四十六条 発電用原子炉施設には、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必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

- 1 第46条に規定する「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を減圧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。

#### (1) ロジックの追加

- a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること（BWRの場合）。

#### (2) 可搬型重大事故防止設備

- a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWRの場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWRの場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。
- b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。
- c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。



### 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

#### 3.3.1 設置許可基準規則第46条への適合方針

重大事故等が発生し原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態である場合、原子炉の減圧及び低圧状態（動作可能な低圧注水ポンプにて炉心への注水維持可能な状態）を維持するために必要な数量\*の逃がし安全弁を駆動させ原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することで、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止可能な設計とする。

\*：炉心の崩壊熱量が大きな重大事故等発生直後の事象初期であって、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態から常設低圧代替注水系ポンプ注水維持可能な低圧状態まで減圧させる場合には7個（残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ（以下「残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）等」という。）を動作させる場合は2個）を、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧状態移行後の場合には2個の逃がし安全弁を駆動させることで必要な減圧容量を確保可能な設計とする。

また、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格納容器の破損を防止するため、以下の逃がし安全弁の駆動に必要な措置を講じた設計とする。

- (1) 過渡時自動減圧ロジック（過渡時自動減圧機能）（設置許可基準規則の解釈第1項（1）a））

設計基準事故対処設備が有する原子炉の自動減圧機能が喪失した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するため、原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転している場合に、逃がし安全弁（自動減圧機能）2個を作動させる減圧自動化ロジックを設ける。



- (2) 逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源供給）（設置許可基準規則解釈の第1項（2）a））

逃がし安全弁の駆動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合は、可搬型代替直流電源設備からの電源供給により、逃がし安全弁（自動減圧機能）7個の作動が可能な設計とする。

また、駆動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続することで、逃がし安全弁（自動減圧機能）2個の作動が可能な設計とする。

- (3) 逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）（設置許可基準規則解釈の第1項（2）b））

逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動に必要な自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合は、高圧窒素ガス供給系（非常用）の窒素ガスボンベにより、逃がし安全弁（自動減圧機能）7個への窒素ガス供給が可能な設計とする。

- (4) 逃がし安全弁の背圧対策（設置許可基準規則解釈の第1項（2）c））

自動減圧機能用アキュムレータ及び高圧窒素ガス供給系（非常用）は、想定される重大事故等時の環境条件を考慮して、格納容器圧力が仮に設計圧力の2倍の状態（2Pd）となった場合でも、逃がし安全弁（自動減圧機能）を確実に作動させることができるように、高圧窒素ガスボンベの供給圧力を設定する。



その他，設計基準対象施設であるが，想定される重大事故等時において，その機能を期待するため，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。

#### (5) インターフェイスシステム L O C A 隔離弁

インターフェイスシステム L O C A 隔離弁である，高圧炉心スプレイ系注入弁，原子炉隔離時冷却系注入弁，低圧炉心スプレイ系注入弁，残留熱除去系 A 系注入弁，残留熱除去系 B 系注入弁及び残留熱除去系 C 系注入弁は，インターフェイスシステム L O C A 時において，弁の手動操作により原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離する機能を有する。

また，技術的能力審査基準への適合のため，復旧手段として，以下を整備する。

#### (6) 復旧手段の整備

全交流電動力電源喪失が原因で常設直流電源喪失が発生している場合は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替直流電源設備により，逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動に必要な直流電源を給電して原子炉減圧を実施する。なお，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。



なお、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための自主対策設備として、以下を整備する。

(7) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）の手動操作による減圧

不活性ガス系が健全で、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の駆動に必要な窒素ガスが、逃がし弁機能用アキュムレータに供給されている場合に、逃がし安全弁（逃がし弁機能）を開操作することで原子炉圧力容器バウンダリを減圧する。不活性ガス系は、耐震Sクラス設計ではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、使用可能であれば原子炉圧力バウンダリを冷却する手段として有効である。

(8) タービン・バイパス弁の手動操作による原子炉の減圧

主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用母線が健全で、復水器の真空状態が維持できている場合に、タービン・バイパス弁を開操作することで原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。タービン・バイパス弁は、不活性ガス系は、耐震Sクラス設計ではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、使用可能であれば原子炉圧力バウンダリを冷却する手段として有効である。

(9) 原子炉隔離時冷却系の手動操作による原子炉の減圧

復水貯蔵タンクが使用可能であり、かつ常設直流電源系統が健全である場合に、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系を復水貯蔵タンク循環運転とすることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。復水貯蔵タンクは、耐震Sクラス設計ではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、使用可能であれば原子炉圧力バウンダリを冷却する手段として有効である。



(10) 逃がし安全弁機能回復（可搬型窒素供給装置（小型））

予備の高圧窒素ガスボンベによる窒素ガス供給圧力が低下した場合は、可搬型窒素供給装置（小型）を窒素ガス供給系（非常用）に接続し、自動減圧機能用アキュムレータに窒素ガスを供給することで、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。可搬型窒素供給装置（小型）は、自動減圧機能用アキュムレータへの窒素ガス供給に時間を要するが、使用可能であれば原子炉圧力バウンダリを冷却する手段として有効である。

(11) 代替逃がし安全弁駆動装置による減圧

代替逃がし安全弁駆動装置は、常設代替交流電源系統喪失時に逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放が出来ない場合において、代替逃がし安全弁駆動装置用高圧窒素ガスボンベからの窒素ガスを、手動操作により逃がし安全弁（自動減圧機能なし11個のうち4個）に供給する。

代替主蒸気逃がし安全弁駆動装置による主蒸気逃がし安全弁の駆動は、電磁弁操作を必要とせず、排気ポートから直接主蒸気逃がし安全弁駆動用アクチュエータに高圧窒素ガスを供給することで、主蒸気逃がし安全弁を開操作することができる。代替逃がし安全弁駆動装置は、自動減圧機能用アキュムレータへの窒素ガス供給に時間を要するが、使用可能であれば原子炉圧力バウンダリを冷却する手段として有効である。



### 3.3.2 重大事故等対処設備

#### 3.3.2.1 逃がし安全弁

##### 3.3.2.1.1 設備概要

逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を防止するため、格納容器内の主蒸気配管に設置された重大事故等対処設備であり、原子炉の蒸気を、排気管によりサプレッション・プール水面下に導き凝縮するようにする。

逃がし安全弁は、バネ式の安全弁に外部から強制的に開閉を行う空気式のアクチュエータを取付けたもので、蒸気圧力がスプリングの設定圧力に達すると自動開放する安全弁機能のほか、外部信号によってアクチュエータのピストンに、アキュムレータに蓄圧された窒素を供給してアクチュエータを作動させ弁を強制的に開放する逃がし弁機能及び自動減圧機能がある。また、アキュムレータは、逃がし弁機能用及び自動減圧機能用のアキュムレータが各々の機能別に設置されており、通常運転時は不活性ガス系から窒素供給されている。

重大事故等時においては、安全弁機能によって原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力上昇を抑制するとともに、高圧窒素ガス供給系（非常用）からの窒素供給により逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンタリを減圧する。また、自動減圧機能用アキュムレータは、重大事故等時においてアクチュエータ作動に必要な圧力を上回る窒素圧力を蓄えることで、確実に逃がし安全弁（自動減圧機能）が作動できる設計とする。なお、逃がし弁機能用アキュムレータ及び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機能を期待するするものではない。



炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合は、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、逃がし安全弁（自動減圧機能）を手動開操作により原子炉を減圧することを対策とする。また、インターフェイスシステムLOCA発生時に、中央制御室からの遠隔操作による原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離ができない場合は、一時冷却材の漏えい抑制のため、逃がし安全弁（自動減圧機能）を手動開操作により原子炉を減圧することを対策とする。

逃がし安全弁に関する系統概要図を第3.3-1図に、設備概要図を第3.3-2図に、重大事故等対処設備一覧を第3.3-1表に示す。

#### (1) 逃がし弁機能

逃がし弁機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、原子炉圧力高の信号により、逃がし弁機能用アキュムレータに蓄圧された窒素をアクチュエータのピストンに供給して弁を強制的に開放する。

18個の逃がし安全弁は、全てこの機能を有している。

#### (2) 安全弁機能

安全弁機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、逃がし弁機能のバックアップとして、圧力の上昇に伴いスプリングに打ち勝って自動開放されることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの最も過酷な圧力変化の場合にも原子炉圧力が最高使用圧力の1.1倍を超えない設計とする。

18個の逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。



### (3) 自動減圧機能

自動減圧機能は、非常用炉心冷却系の一部であり、原子炉水位異常低とドライウェル圧力高の両方の信号により、自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素をアクチュエータのピストンに供給して弁を強制的に開放し、中小破断事故時に原子炉圧力を速やかに低下させて、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系の早期の注水を促す。

18個の逃がし安全弁のうち、7個がこの機能を有している。

また、上記機能とは別に、中央制御室からの遠隔操作により、逃がし弁機能用アキュムレータ又は自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素をアクチュエータのピストンに供給して弁を強制的に開放し、原子炉圧力を制御することができる。

### (4) 逃がし弁機能用アキュムレータ

逃がし弁機能用アキュムレータは、逃がし安全弁が逃がし弁機能によって強制的に開放するために必要な駆動用窒素を供給する。逃がし弁機能用アキュムレータは、通常運転時に不活性ガス系より窒素供給されている。

18個の逃がし弁機能用アキュムレータは、すべてこの機能を有しており、各々のアキュムレータが各逃がし安全弁に窒素供給が可能な設計とする。

### (5) 自動減圧機能用アキュムレータ

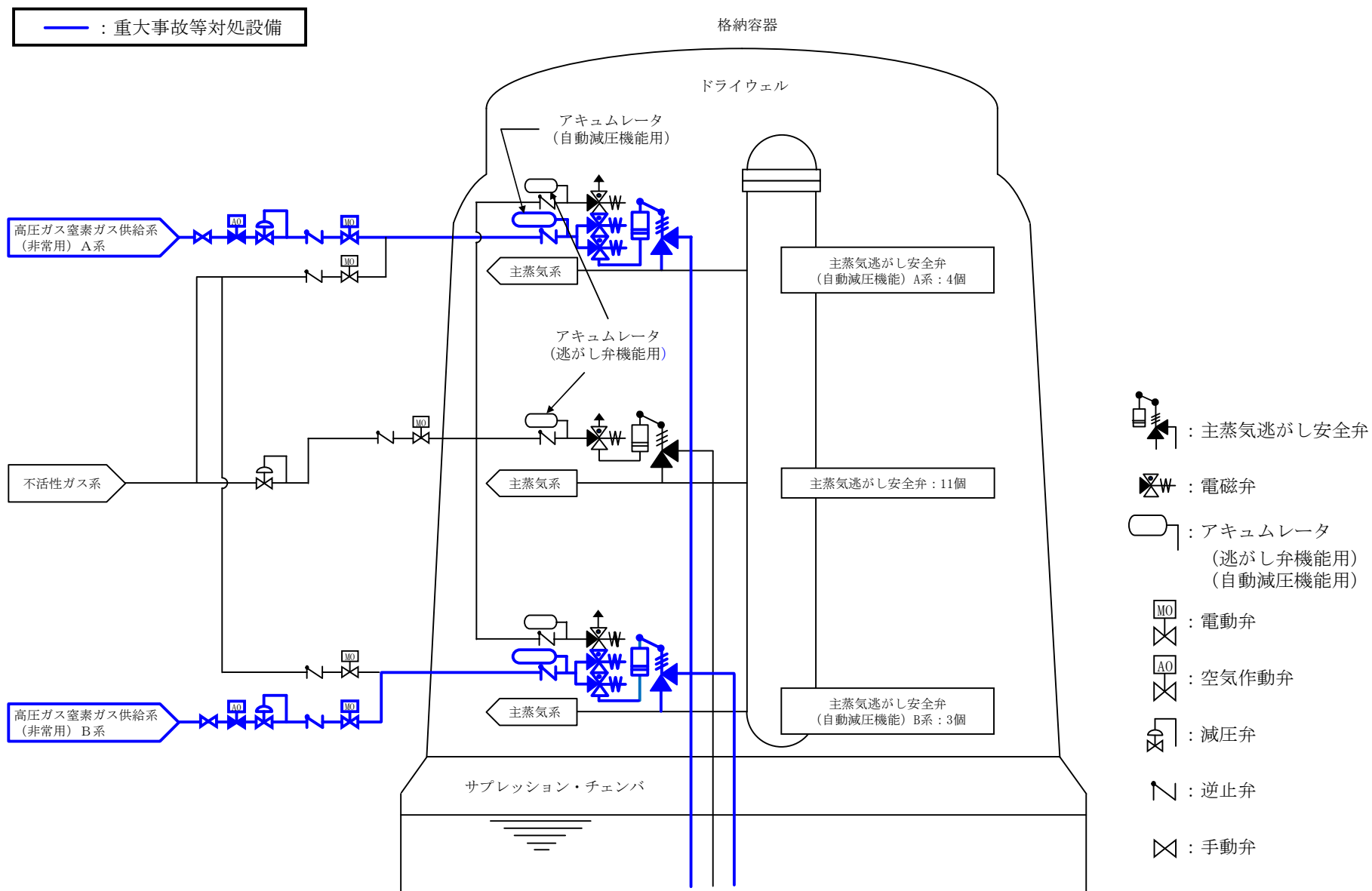
自動減圧機能用アキュムレータは、逃がし安全弁が自動減圧機能によって強制的に開放するために必要な駆動用窒素を供給する。自動減圧機能用アキュムレータは、通常運転時に不活性ガス系及び高圧窒素ガス供給系（非常用）より窒素供給されており、重大事故等時においてアクチュエー



タ作動に必要となる圧力を上回る窒素圧力を蓄えることができる設計とする。

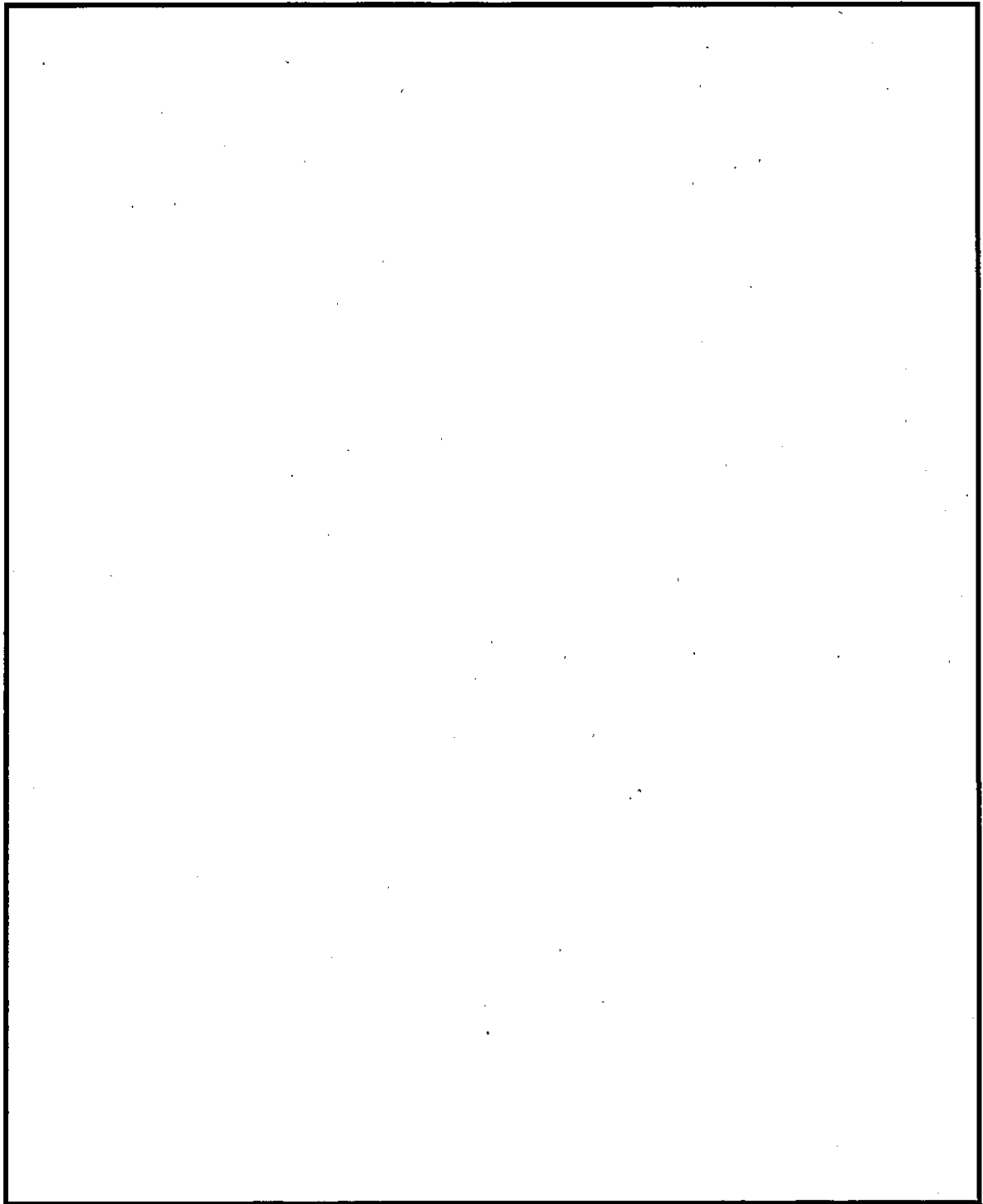
7個の自動減圧機能用アキュムレータは、すべてこの機能を有しており、各々のアキュムレータが各逃がし安全弁（自動減圧機能）に窒素供給が可能な設計とする。





第 3.3-1 図 逃がし安全弁に関する系統概要図





第 3. 3-2 図 逃がし安全弁設備概要図



第3.3-1表 逃がし安全弁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		逃がし安全弁【常設】* <sup>1</sup> 自動減圧機能用アキュムレータ【常設】
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	主蒸気系配管・クエンチャ【常設】
	注水先	—
	電源設備* <sup>2</sup> (燃料補給設備含む)	所内常設直流電源設備 125V A系蓄電池【常設】 125V B系蓄電池【常設】 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】 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型整流器【可搬】 可搬設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
	計装設備* <sup>3</sup>	原子炉圧力【常設】 原子炉圧力(SA)【常設】 原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(SA広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)【常設】 原子炉水位(SA燃料域)【常設】 サプレッション・プール水位【常設】 サプレッション・プール水温度【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】 原子炉圧力容器温度【常設】 高圧炉心スプレイ系系統流量【常設】 原子炉隔離時冷却系系統流量【常設】 高圧代替注水系系統流量【常設】



設備区分		設備名
関連設備	計装設備* <sup>3</sup>	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力【常設】 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力【常設】 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力【常設】

\*1：逃がし安全弁各18個の内，逃がし安全弁（自動減圧機能）は，以下のとおり。

B22-F013B, C, F, H, K, L, R 計7個

\*2：単線結線図を補足説明資料46-2に示す。電源設備については，「3.14電源設備許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態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。



### 3.3.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 逃がし安全弁

種 類 : バネ式 (アクチュエータ付)

個 数 : 18

取 付 箇 所 : 格納容器内

#### (安全弁機能)

吹出し圧力	弁個数	容量／個 (吹出し圧力×1.03において)
7.79MPa[gage]	2個	385.2t/h
8.10MPa[gage]	4個	400.5t/h
8.17MPa[gage]	4個	403.9t/h
8.24MPa[gage]	4個	407.2t/h
8.31MPa[gage]	4個	410.6t/h

#### (逃がし弁機能) \*1

吹出し圧力	弁個数	容量／個 (吹出し圧力において)
7.37MPa[gage]	2個	354.6t/h
7.44MPa[gage]	4個	357.8t/h
7.51MPa[gage]	4個	361.1t/h
7.58MPa[gage]	4個	364.3t/h
7.65MPa[gage]	4個	367.6t/h

\*1：設計基準対象施設としての機能



(2) 自動減圧機能用アキュムレータ

種 類 : 円筒型

個 数 : 7

容量 : 0.25m<sup>3</sup>

最高使用圧力 : 2.28MPa[gage]

最高使用温度 : 171℃

取付け箇所 : 格納容器内



### 3.3.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.3.2.1.3.1 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。

逃がし安全弁（自動減圧機能）及び自動減圧機能用アキュムレータは，格納容器内に設置され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時における格納容器内の環境条件を考慮し，第3.3-2表に示す設計とする。

また，想定される重大事故等時の環境条件下のうち，格納容器圧力が仮に設計圧力の2倍（2Pd）となった場合においても，確実に逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させることができるように，高圧窒素ガス供給系（非常用）の供給圧力を設定する。

(46-3-3, 6)



第3.3-2表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である格納容器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	海水を通水しない。
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	格納容器内に設置するため，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。

逃がし安全弁（自動減圧機能）の操作は，想定される重大事故等が発生した場合において，中央制御室内の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上，中央制御室における操作盤上でのスイッチ操作により操作



可能な設計とする。なお、逃がし安全弁（安全弁機能）は、シリンダー動作による強制開放を必要としない操作不要な設計とする。

操作場所である中央制御室内は、十分な操作空間を確保し、操作対象機器である逃がし安全弁は、中央制御室操作盤に機器識別のための銘板を取り付け、容易に識別が可能とする。

また、自動減圧機能用アキュムレータは操作不要な設計とする。

以下の第3.3-3表に操作対象機器を示す。

(46-3-3)

第3.3-3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
逃がし安全弁（自動減圧機能）	全閉⇒全開	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。

逃がし安全弁は、第3.3-4表に示すように原子炉の停止中に分解検査、機能・性能検査、弁作動確認及び外観検査が可能な設計とする。



分解検査として、浸透探傷検査により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことについて逃がし安全弁部品表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

機能性能検査のうち安全弁機能検査として、逃がし安全弁の組み立て時に、吹下りに影響する調整装置の設定値が規定の位置に設定されていることを確認し、窒素ガスにより逃がし安全弁の入口側を加圧することで、逃がし安全弁（安全弁機能）の吹出し圧力が許容値以内であること、及び弁座からの漏えい量が規定値以内であることが確認可能な設計とする。

機能性能検査のうち自動減圧系機能検査として、自動減圧系を作動させ、逃がし安全弁が全開するまでの時間を測定し、自動減圧機能を有する逃がし安全弁の全数が、許容動作範囲で「全開」動作することが確認可能な設計とする。

弁動作確認として、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁を動作させ、弁の開閉状態の確認が可能な設計とする。

外観検査として、逃がし安全弁が主蒸気管に取り付けられた状態で外観の確認が可能な設計とする。



なお、逃がし安全弁は、多重性を備えた機器であるが、各々が独立して他の系統へ悪影響を及ぼさず検査が可能な設計とし、停止中における検査を行う際、接近性を考慮した必要な空間を備え、構造上接近又は検査が困難とならない設計とする。

(46-5-2～6)

第3.3-4表 逃がし安全弁の試験及び検査

原子炉の状態	項目	内容
停止中	分解検査	逃がし安全弁の部品の表面状態を、検査又は目視により確認
	機能・性能検査	安全弁機能による吹出し圧力確認 安全弁機能による作動確認 弁座からの漏えい量確認 自動減圧機能による作動確認
	弁動作確認	遠隔操作による弁開閉状態の確認
	外観検査	逃がし安全弁の外観確認

自動減圧機能用アキュムレータは、第3.3-5表に示すように原子炉の停止中に機能・性能検査及び外観検査が可能な設計とする。

自動減圧機能用アキュムレータは、機能・性能検査として、高圧窒素ガスボンベから窒素ガスを供給することで、アキュムレータからの漏えい確認を行うことが可能な設計とする。

自動減圧機能用アキュムレータは、外観検査として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことについて表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。



第3.3-5表 自動減圧機能用アキュムレータの試験及び検査

原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	アキュムレータからの漏えい確認
	外観検査	アキュムレータの外観確認

なお、自動減圧機能用アキュムレータは、多重性を備えた機器であるが、各々が独立して他の系統へ悪影響を及ぼさず検査が可能な設計とし、停止中における検査を行う際、接近性を考慮した必要な空間を備え、構造上接近又は検査が困難とならない設計とする。

(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。

逃がし安全弁（自動減圧機能）及び自動減圧機能用アキュムレータは、本来の用途以外の用途として使用するための切り替えが不要であり、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用可能な設計とする。

(46-4-3)



(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。

逃がし安全弁（自動減圧機能）及び自動減圧機能用アキュムレータは，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故対処設備として使用することにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(46-4-3)

(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。



逃がし安全弁（自動減圧機能）は、第3.3-6表に示すように格納容器内に設置されている設備であるが、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。

自動減圧機能用アキュムレータについては、操作不要な設計とする。また、アキュムレータの供給圧力が喪失した場合でも、高圧窒素ガス供給系（非常用）の窒素ガスポンペにより逃がし安全弁（自動減圧機能）7個への窒素ガス供給が可能であり、アキュムレータの復旧作業が不要な設計とする。

(46-3-3, 6)

第3.3-6表 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
逃がし安全弁（自動減圧機能）	格納容器内	中央制御室



### 3.3.2.1.3.2 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。

逃がし安全弁（自動減圧機能）は、十分な吹出能力を有する容量とし、計基準事対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設の容量等と同仕様の設計とする。

また、自動減圧機能用アキュムレータは、逃がし安全弁の開動作に十分な供給窒素を有する容量とし、計基準事対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設の容量等と同仕様の設計とする。

#### (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。

逃がし安全弁（自動減圧機能）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，悪影響防止等について」に示す。

逃がし安全弁（自動減圧機能）及び自動減圧機能用アキュムレータは，地震，津波，その他の外部事象による損傷の防止が図られた格納容器内に設置することにより，外部からの共通要因により同時に安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。

また，逃がし安全弁は逃がし弁機能と自動減圧機能の異なる2種類の開操作機能があり，逃がし弁機能と自動減圧機能には独立した複数の駆動用窒素供給源，駆動電源を確保することで，可能な限り多様性を持った設計とする。



逃がし安全弁の多様性又は多重性，位置的分散について，第3.3-7表に示す。

(46-3-4, 6, 46-4-3)

第3.3-7表 多様性又は多重性，位置的分散

項目	重大事故等対処設備 (設計基準事故対処設備としての安全機能を兼ねる)				
	逃がし安全弁（自動減圧機能）※				
駆動用窒素供給源	自動減圧機能用アキュムレータ				
	格納容器内				
駆動用電源	所内常設直流電源設備(蓄電池)	常設代替直流電源設備(発電機)	可搬型代替直流電源設備(電源車)	常設代替直流電源設備(蓄電池)	逃がし安全弁用可搬型蓄電池
	原子炉建屋付属棟	屋外	屋外	原子炉建屋付属棟	中央制御室
操作系	インターロック又は手動操作	手動操作	手動操作	手動操作	手動操作
	中央制御室	中央制御室	中央制御室	中央制御室	中央制御室

※：逃がし安全弁（自動減圧機能）は，以下のとおり。

B22-F013B, C, F, H, K, L, R 計7個



### 3.3.2.2 過渡時自動減圧機能

#### 3.3.2.2.1 設備概要

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原子炉の自動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格納容器の破損を防止するため、原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転している場合に、逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）を作動させることを目的として論理回路を設けるものである。

本系統は、原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転している場合に、逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）2個を作動させる論理回路を設ける構成とする。原子炉水位異常低下（レベル1）の検出器を多重化し、残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立の条件成立時、2 out of 2論理にて自動的に信号を発信し、信頼性向上を図る設計とする。

過渡時自動減圧機能に関する重大事故等対処設備一覧を第3.3-8表に示す。



第3.3-8表 過渡時自動減圧機能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		過渡時自動減圧機能【常設】
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	—
	注水先	—
	電源設備* <sup>1</sup> (燃料補給設備含む)	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機【常設】 燃料移送ポンプ【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 燃料デイトank【常設】 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】
	計装設備* <sup>2</sup>	原子炉圧力【常設】 原子炉圧力(SA)【常設】 原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(SA広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)【常設】 原子炉水位(SA燃料域)【常設】 サブプレッション・プール水位【常設】 サブプレッション・プール水温度【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】 原子炉圧力容器温度【常設】 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力【常設】 常設高圧代替代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力【常設】 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力【常設】

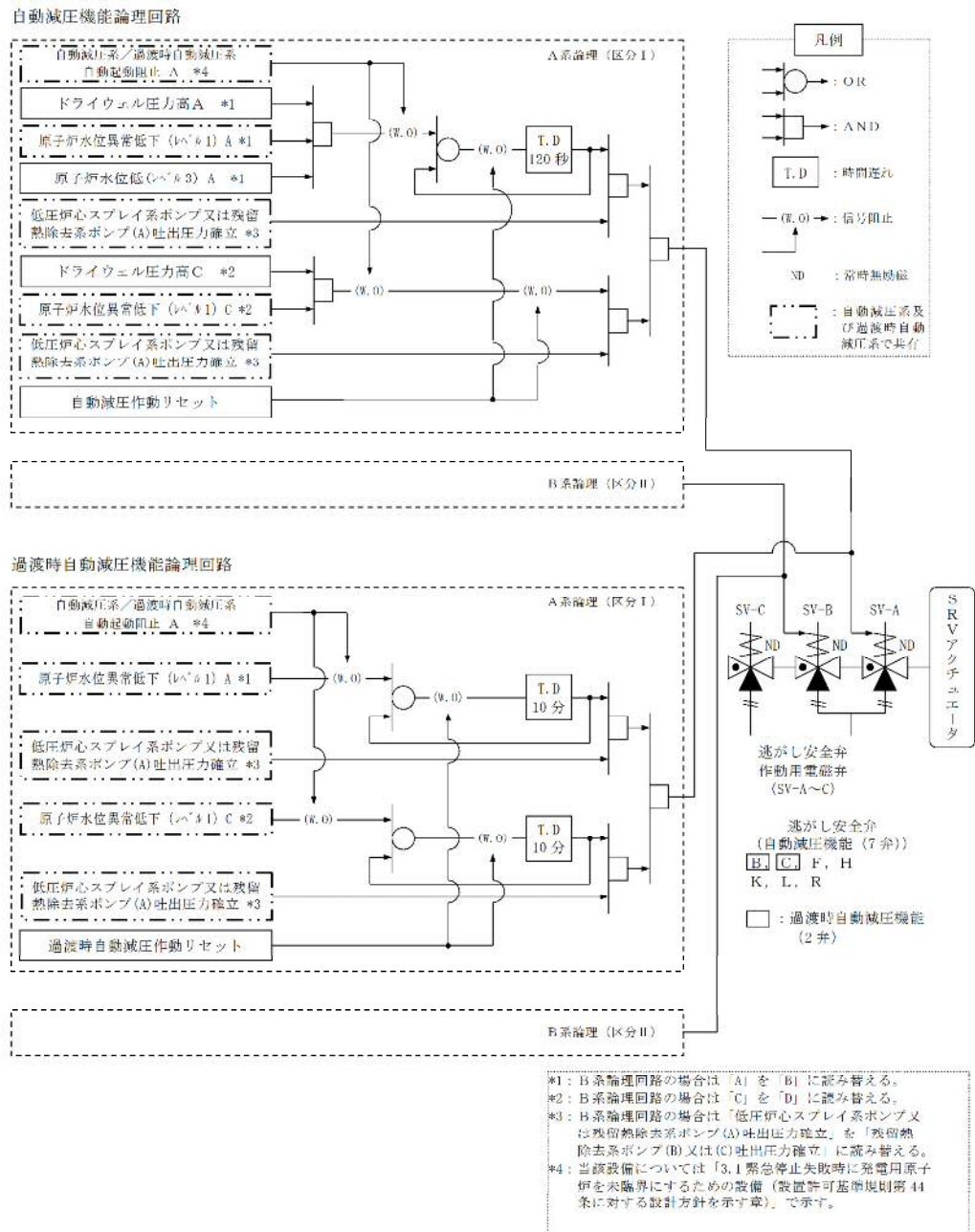
\*1：電源設備については「3.14電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるための操作に必要な計装設備。なお、計装制御設備については「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。



### 3.3.2.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を、第3.3-3図に示す。



第 3.3-3 図 過渡時自動減圧機能説明図



### 3.3.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.3.2.2.3.1 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）

###### (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

設計方針については、「2.3.3 環境条件等」で示す。

過渡時自動減圧機能は、中央制御室、原子炉建屋付属棟及び原子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、中央制御室、原子炉建屋付属棟及び原子建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し、以下の第3.3-9表に示す設計とする。

(46-3-2, 3)



第3.3-9表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である中央制御室，原子炉建屋付属棟及び原子建屋原子炉棟で想定される温度，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踏まえ，機器の損傷等の影響を考慮した設計とする。（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	中央制御室，原子炉建屋付属棟及び原子建屋原子炉棟内に取り付けるため，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。

(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。



過渡時自動減圧機能は、原子炉水位異常低下（レベル1）の検出器を多重化し、残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立の条件成立時、2 out of 2論理にて自動的に信号を発信し、現場における操作が不要な設計とする。

(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 操作性及び試験・検査性について」に示す。

過渡時自動減圧機能は、逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）の作動信号を発信する設備であり、運転中に試験又は検査を実施する場合には、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があるため、第3.3-10表に示すように停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。機能・性能検査として模擬入力による論理回路動作確認が可能な設計とする。また、模擬入力による校正及び設定値確認、タイマーの確認が可能な設計とする。

(46-5-6～9)



第3.3-10表 過渡時自動減圧機能の試験・検査

原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	校正及び設定値確認 タイマーの確認 論理回路確認

(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、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

過渡時自動減圧機能は、本来の用途以外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。



過渡時自動減圧機能は、他の設備に悪影響を及ぼさないよう以下の措置を講じる設計とする。

過渡時自動減圧機能の論理回路は、自動減圧機能の論理回路とは分離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。

検出器（原子炉水位異常低下（レベル1）、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立、又は残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立）信号並びに論理回路からの作動用電磁弁制御信号について共有しているが、自動減圧機能と隔離装置を用いて電氣的に分離し、自動減圧機能への悪影響を及ぼさない設計とする。また、論理回路からの作動用電磁弁制御信号についても共用しているが、自動減圧機能と隔離装置を用いて電氣的に分離し、自動減圧機能への悪影響を及ぼさない設計とする。

過渡時自動減圧機能の論理回路の電源は、異なる配線用遮断器から供給し、遮断器又はヒューズ“切”により、電氣的に分離をすることで、自動減圧機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

(46-11-2～7)

#### (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。

過渡時自動減圧機能は、中央制御室、原子炉建屋付属棟及び原子建屋原子炉棟内に設置されている設備であるが、原子炉水位異常低下（レベル1）、残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立の条件成立時、2 out of 2論理により自動で動作し、操作を行なわない設計とする。



### 3.3.2.2.3.2 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）

##### (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。

過渡時自動減圧機能は、炉心の著しい損傷を防止するためのシステムであり、炉心が露出しないように燃料有効長頂部より高い設定とするとともに、原子炉水位異常低下（レベル1）信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。なお、逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動は格納容器へ原子炉の主蒸気を排出することになるため冷却材の放出となり、その補給に残留熱除去系又は低圧炉心スプレイ系による注水が必要であることから、原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転している場合に、当該機器動作のための減圧として逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）2個を作動させる過渡時自動減圧機能論理回路を設ける設計とする。尚、容量は有効性評価で確認している。

(46-6-2, 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，位置的分離，悪影響防止等について」に示す。

敷地内に二以上の原子炉施設はないことから、過渡時自動減圧機能は共用しない。

(3) 設計基準対象設備との多様性（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

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



過渡時自動減圧機能の論理回路は，自動減圧機能の論理回路とは分離するとともに，論理回路を2回路（A系，B系）で構成することで多重化を図る。また，過渡時自動減圧機能及び自動減圧機能の論理回路の電源は，論理回路毎にA系を電源区分Ⅰ，B系を電源区分Ⅱとし，電源区分毎に別の制御盤に収納し位置的分散を図ることで，地震，火災，溢水等の主要な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，過渡時自動減圧機能の論理回路の電源は，異なる配線用遮断器から供給し，遮断器又はヒューズ“切”により，電氣的に分離をすることで，自動減圧機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

(46-11-2～8)



### 3.3.2.3 逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源供給）

#### 3.3.2.3.1 設備概要

逃がし安全弁駆動に必要な常設直流電源が喪失し可搬型代替交流電源設備が使用できる場合は、可搬型代替直流電源設備用電源切替盤を切り替えることで、可搬型代替直流電源設備からの供給により、逃がし安全弁（自動減圧機能）7個の駆動が可能な設計とする。

可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車）は可搬型代替低圧電源車接続盤に接続し、可搬型整流器を経由することで、逃がし安全弁（自動減圧機能）へ電源供給できる設計とする。また、可搬型設備用軽油タンクより、タンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。

また、常設直流電源が喪失し可搬型交流電源設備が使用できない場合は、駆動回路に逃がし弁安全弁用可搬型蓄電池を接続することで、逃がし安全弁（自動減圧機能）2個の駆動が可能な設計とする。逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、24時間にわたり逃がし安全弁（自動減圧機能）2個を連続開可能な容量を有する設計とする。

直流電源単線結線図について補足説明資料46-2-2，3に，重大事故等対処設備一覧を第3.3-11表に示す。



第3.3-11表 逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源設備）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		可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型整流器【可搬】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 可搬型蓄電池 逃がし安全弁用可搬型蓄電池【可搬】
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	—
	注水先	—
	電源設備 <sup>*1</sup>	—
	計装設備	—

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



### 3.3.2.3.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池

型 式 : リチウムイオン電池  
個 数 : 2 (予備1)  
容 量 : 2,400Wh  
電 圧 : 125V  
取付箇所 : 中央制御室  
保管場所 : 中央制御室

#### (2) 可搬型代替低圧電源車

エンジン

個 数 : 4 (予備1)

使用燃料 : 軽油

発 電 機 :

個 数 : 4 (予備1)

種 類 : 三相交流発電機

容 量 : 500kVA/台

力 率 : 0.8

電 圧 : 440V

周 波 数 : 50Hz

設置場所 : 原子炉建屋西側可搬型代替低圧電源車設置エリア又は  
原子炉建屋東側可搬型代替低圧電源車設置エリア

保管場所 : 西側保管場所及び南側保管場所

#### (3) 可搬型整流器

個 数 : 8 (予備1)

出 力 : 15kW/台

設置場所 : 原子炉建屋西側可搬型代替低圧電源車設置エリア又は  
原子炉建屋東側可搬型代替低圧電源車設置エリア

保管場所 : 西側保管場所及び南側保管場所



(4) 可搬型設備用軽油タンク

容 量 : 30kL/基

個 数 : 7 (予備1)

設置場所 : 西側保管場所 (地下) 及び南側保管場所 (地下)

(5) タンクローリ

容 量 : 4.0kL/台

個 数 : 2 (予備3)

設置場所 : 原子炉建屋西側可搬型代替低圧電源車設置エリア又は  
原子炉建屋東側可搬型代替低圧電源車設置エリア

保管場所 : 西側保管場所及び南側保管場所

なお、上記(2)～(5)の電源設備の詳細については「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)」にて示す。



### 3.3.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.3.2.3.3.1 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

設計方針については、「2.3.3 環境条件等」で示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、中央制御室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、中央制御室の環境条件を考慮し、第3.3-12表に示す設計とする。



第3.3-12表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度、圧力、湿度、放射線	保管場所である中央制御室で想定される温度、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	保管場所で想定される適切な地震荷重との組合せを踏まえ、機器が損傷しないことを確認し、ベルトにより固定する。また、設置場所における転倒防止を考慮し、輪留めによる車両の固定が可能な設計とする。
風（台風）・竜巻・積雪・火山の影響	中央制御室に設置するため、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。

(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。



逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続作業は、想定される重大事故等が発生した場合において、中央制御室の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上、接続場所である中央制御室にて作業可能な設計とする。作業場所である中央制御室は、十分な作業空間を確保する。以下の第3.3-13表に操作対象機器を示す。

(46-3-4)

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続作業は、一般的に用いられる工具（ドライバー）を用いて、確実に作業ができる設計とし、作業用工具は、作業場所である中央制御室内に保管することとする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、車輪を設けることにより運搬、移動ができるとともに、設置場所である中央制御室にてベルトで固定することにより転倒対策が可能な設計とする。

第 3.3-13 表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
逃がし安全弁用可搬型蓄電池	接続箇所端子リフト 逃がし安全弁用可搬型蓄電池 接続	中央制御室	接続操作
	スイッチ操作 OFF⇒ON (逃がし安全弁 閉⇒開)	中央制御室	スイッチ 操作

(46-3-4, 46-4-5)



(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、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。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、第3.3-14表に示すように運転中又は停止中に外観検査，機能・性能試験が可能な設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、外観検査として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことについて表面の状態の確認が行えるとともに、機能・性能試験として、電圧の確認を行うことが可能な設計とする。

第3.3-14表 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の試験・検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	外観の確認
	機能・性能試験	電圧測定

(46-5-11)



(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，「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

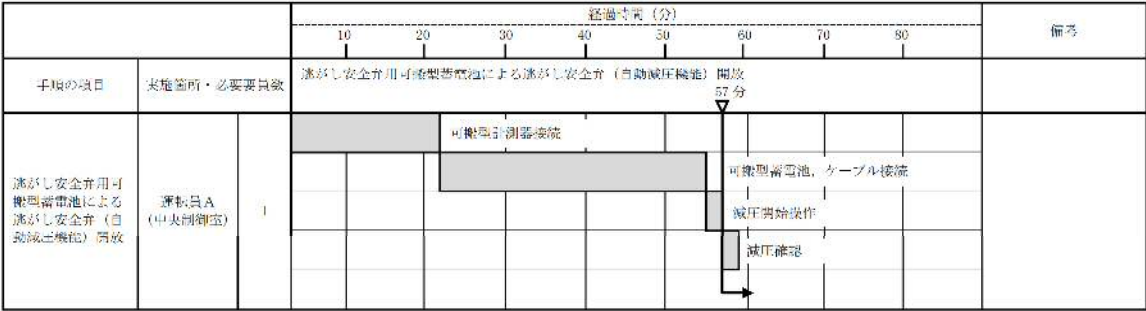
逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

中央制御室において逃がし安全弁用可搬型蓄電池を自動減圧機能用電磁弁の電気回路に接続することにより，通常時における電源供給から速やかに切り替えることのできる設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池と端子の接続は，接続規格を統一することで，第3.3-4図に中央制御室での逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続による逃がし安全弁開放のタイムチャートに示すとおり，原子炉の減圧が要求されるタイミングより十分早い段階で電源給電が可能な設計とする。

(46-4-5, 46-7-2)





第3.3-4図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁開放タイムチャート\*

＊：「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1.3（冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等）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。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，通常時に接続先の系統と分離することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，設置場所である中央制御室にてベルトで固定により転倒対策を実施することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(46-4-5)



(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。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、線源からの隔離距離により放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所である、中央制御室に設置し、設置場所で操作可能な設計とする。

(46-3-4)

第3.3-15表 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
逃がし安全弁用可搬型蓄電池	中央制御室	中央制御室



### 3.3.2.3.3.2 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。

可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器）からの供給により、24時間にわたり逃がし安全弁（自動減圧機能）（7個）の動作が可能な設計とする。

#### (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。



敷地内に二以上の原子炉施設はないことから，可搬型代替低圧電源車，可搬型設備用軽油タンク，タンクローリ及び可搬型整流器は共用しない。

(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

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。

可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器）からの電源供給による逃がし安全弁の駆動は，125V A系蓄電池及び125V B系蓄電池からの電源供給による逃がし安全弁の駆動と異なる電源及び電路で構成し，多様性を有する設計とする。

(46-4-4)



### 3.3.2.3.3.3 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。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，24時間にわたり逃がし安全弁1個を連続開可能な容量を有するものを2セット（2個）用意する。保有数は2セット（2個），保守点検は電圧測定であり，保守点検中でも使用可能であるため，保守点検用は考慮せずに，故障時による待機除外時のバックアップ用として1セット（1個）を保管する設計とする。

(46-6-4)

#### (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。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続は、接続規格を統一することにより、一般的に使用される工具（ドライバー）を用いて容易かつ確実に接続操作可能な設計とする。

(46-4-5, 46-7-2)

(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。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備ではなく、中央制御室から接続可能な設計とする。



(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。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続は、線源からの隔離距離により放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所である、中央制御室で操作可能な設計とする。

(46-3-4)

(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。



逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、地震、津波、その他の外部事象による損傷の防止が図られた中央制御室に保管する。また、常設 S A 設備の 125V A 系蓄電池、125V B 系蓄電池と位置的分散を図り保管及び設置する設計とする。

(46-3-4)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第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。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の運搬経路は、地震、津波、その他の外部事象による損傷の防止が図られた中央制御室に確保する。

(46-9-2～7)



(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等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。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた中央制御室に設置し、所内常設直流電源、可搬型代替直流電源設備及び常設代替直流電源設備と位置的分散を図る設計とする。

また、逃がし安全弁用可搬型蓄電池は可搬設備であるが、125VA系蓄電池及び125VB系蓄電池は常設設備のため、多様性を有する設計とする。

(46-3-4, 46-4-5, 46-8-3)



第3.3-16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	重大事故等対処設備
	125V A系蓄電池【常設】 125V B系蓄電池【常設】	逃がし安全弁用可搬型蓄電池【可搬】
減圧用の弁	逃がし安全弁 (自動減圧機能)	逃がし安全弁 (自動減圧機能)
	7個	2個
	格納容器内	
駆動用電源	125V A系蓄電池【常設】 125V B系蓄電池【常設】	逃がし安全弁用可搬型蓄電池【可搬】
	2個	2個 (予備1個)
	125V A系蓄電池【常設】 原子炉建屋付属棟中1階 125V B系蓄電池【常設】 原子炉建屋付属棟1階	原子炉建屋付属棟3階



### 3.3.2.4 逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）

#### 3.3.2.4.1 設備概要

逃がし安全弁（自動減圧機能）7個の駆動に必要な，自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合に備え，高圧窒素ガス供給系（非常用）を設ける。

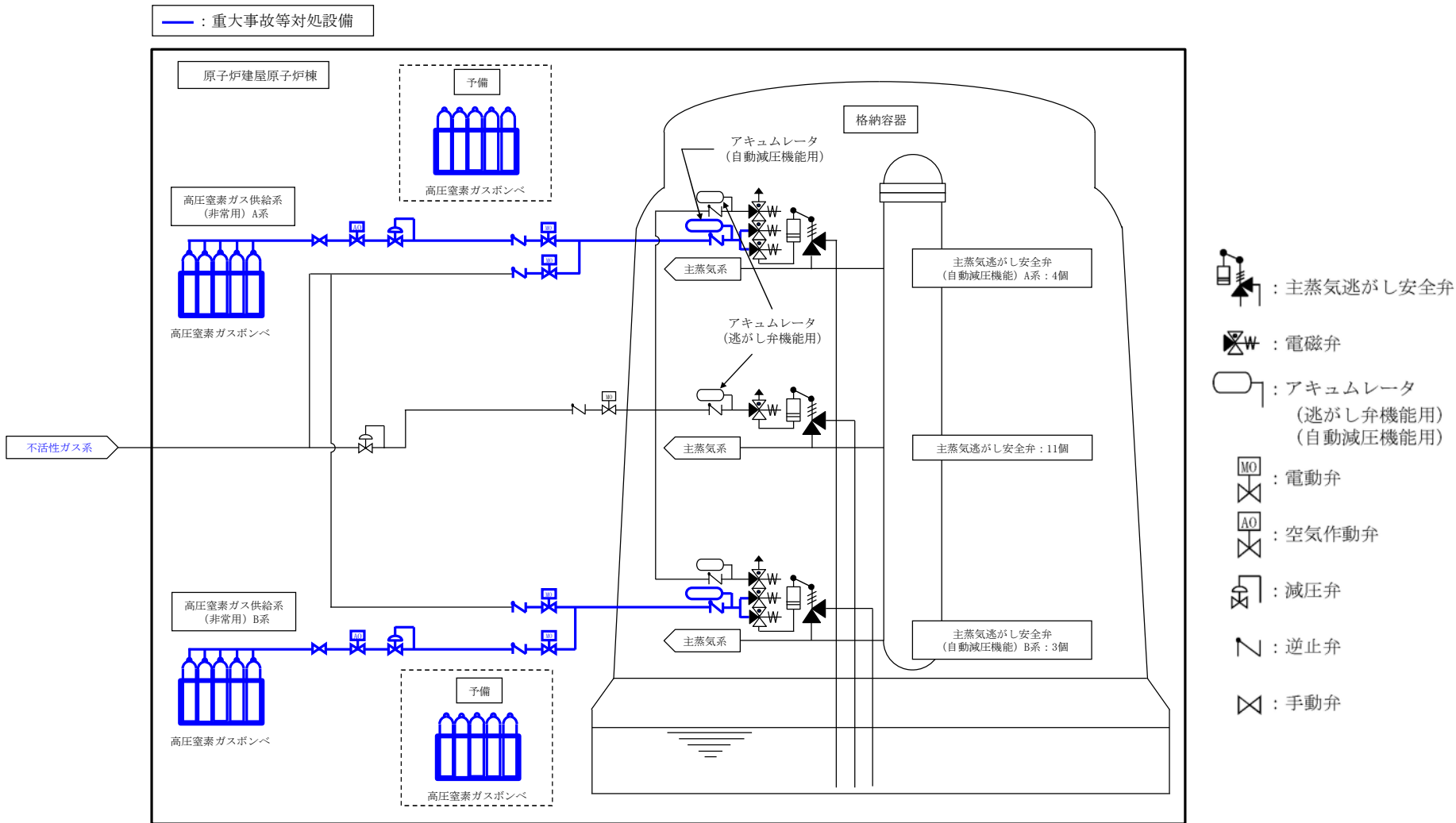
本系統は，逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧機能用アキュムレータに対して窒素ガスを供給するものであり，高圧窒素ガスポンペ，高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・弁等で構成する。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は，常用の不活性ガス系からの窒素供給圧力が低下した場合に自動的に高圧ガスポンペ供給弁が開となり，高圧窒素ガスポンペの窒素ガスを自動減圧機能用アキュムレータに供給する。なお，高圧窒素ガスポンペの圧力が低下した場合は，現場操作により高圧窒素ガスポンペの交換を実施する。

高圧窒素ガス供給系（非常用）の系統圧力は，逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動環境条件を考慮して格納容器圧力が設計圧力の2倍の状態（2Pd）においても全開可能な圧力に設定する。

高圧窒素ガス供給系（非常用）の系統概要図を第3.3-5図に，重大事故等対処設備一覧を第3.3-17表に示す。





第 3.3-5 図 高圧窒素ガス供給系（非常用） 系統概要図



第3.3-17表 逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）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		高圧窒素ガスポンベ【可搬】
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・弁【常設】 自動減圧機能用アキュムレータ【常設】
	注水先	—
	電源設備	—
	計装設備	—

#### 3.3.2.4.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

##### (1) 高圧窒素ガスポンベ

個 数 : 10（予備10）  
 容 量 : 約47L／個  
 充填圧力 : 約15MPa [gage]  
 取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟 3階  
 保管場所 : 原子炉建屋原子炉棟 3階



### 3.3.2.4.3 設置許可基準規則第43条第への適合方針

#### 3.3.2.4.3.1 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

設計方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧窒素ガスポンベは，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，その機能を期待される重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し，第3.3-18表に示す設計とする。

(46-3-5)



第3.3-18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	海水を通水しない。
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を受けない。
電磁的障害	機械装置のため電磁波の影響を受けない。

(46-3-5)

(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。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は，常用の不活性ガス系からの窒素供給圧力が低下した場合に自動的に高圧ガスボンベ供給弁が開となり，



高圧窒素ガスポンベの窒素ガスを自動減圧機能用アキュムレータに供給するため、高圧窒素ガスポンベの圧力が低下した場合に現場操作によるポンベ交換作業を実施する。

高圧窒素ガスポンベの交換作業は、想定される重大事故等が発生した場合において、原子炉建屋原子炉棟の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上、原子炉建屋原子炉棟にて作業可能な設計とする。

高圧窒素ガスポンベの交換を行う作業場所は、十分な作業空間を確保する。

高圧窒素ガスポンベの交換操作は、一般的に用いられる工具（スパナ等）及び専用工具（ポンベ開閉ハンドル（ポンベコック操作用））を用いて、確実に作業ができる設計とし、操作用工具は、作業場所である原子炉建屋原子炉棟の近傍、アクセスルートの近傍、又は中央制御室内に保管することとする。

また、高圧窒素ガスポンベの高圧窒素ガス供給系（非常用）への接続は、袋ナットによる専用の接続方式により、確実に接続が可能な設計とする。

高圧窒素ガスポンベは、人力又はポンベ運搬台車による移動ができるとともに、必要により設置場所である原子炉建屋原子炉棟内にてポンベラックによる固縛等により転倒対策が可能な設計とする。

第3.3-19表に操作対象機器を示す。

(46-3-5, 46-4-3)



第3. 3-19表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
高圧窒素ガスボンベ	予備品と交換	原子炉建屋原子炉棟	交換作業

(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。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、第3. 3-20表に示すように停止中に機能・性能検査，運転中に高圧窒素ガスボンベの外観検査が可能とし，機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

また，高圧窒素ガスボンベは，規定圧力の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

第3. 3-20表 高圧窒素ガス供給系（非常用）の試験・検査

原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	系統の漏えい確認 高圧窒素ガスの供給圧力確認 高圧窒素ガス供給弁の動作確認 高圧窒素ガスボンベの外観確認
運転中	外観検査	高圧窒素ガスボンベの外観確認 高圧窒素ガスの供給圧力確認



高圧窒素ガス供給系（非常用）は、停止中に行う機能・性能検査として、高圧窒素ガスポンベから高圧窒素ガスを供給することで、高圧窒素ガス供給系（非常用）の供給圧力及び系統の漏えい確認を行うことが可能な設計とする。また、自動減圧機能用アキュムレータの圧力が低下した場合に、高圧ガスポンベ供給弁が自動的に開動作することを確認できる設計とする。なお、高圧窒素ガスポンベは、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことについて表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

高圧窒素ガスポンベは、運転中に行う外観検査として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことについて表面状態の確認を行えるとともに、高圧窒素ガス供給系（非常用）の圧力指示計により規定圧力の確認を行うことが可能な設計とする。

(46-5-10)

#### (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。



高圧窒素ガス供給系（非常用）は、本来の用途以外の用途として使用するための切り替えが不要であり、高圧窒素ガス供給系（非常用）の使用に当たり切り替えせずに使用できる設計とする。

高圧窒素ガスポンベの交換は、交換を行うために必要な弁を設け、第3.3-6図で示すタイムチャートで示すとおり速やかに交換が可能な設計とする。なお、高圧窒素ガスポンベの交換を行うために要する作業時間は、281分程度を想定する。

(46-3-5, 46-4-3)



第 3.3-6 図 高圧窒素ガス供給系（非常用）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保 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1.3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。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は，自動減圧機能用アキュムレータの圧力が低下した場合に，自動的に高圧ガスボンベ供給弁が開となり，通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成に切り替わることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(46-4-3)

(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。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は，高圧ガスボンベ供給弁が開となり，自動減圧機能用アキュムレータに窒素が供給されていることを中



央制御室から確認可能な設計とする。また、原子炉建屋原子炉棟において、高圧窒素ガス供給系（非常用）の圧力指示計により、自動減圧機能用アキュムレータへの供給圧力が規定圧力以上であることを確認可能な設計する。

高圧窒素ガスポンベの交換に伴う弁操作は、線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない原子炉建屋原子炉棟内の設置場所で操作可能な設計とする。

(46-3-5)



### 3.3.2.4.3.2 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。

高圧窒素ガス供給系（非常用）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であるアキュムレータ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格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することができる窒素ガス供給量を有する設計とする。

負荷に直接接続する可搬型設備である高圧窒素ガスポンベの個数は、必要となる容量を有する個数の1セットに加え、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を1セット確保することで基準に適合させる。

(46-6-5～7)

#### (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。

高圧窒素ガスポンベは、高圧窒素ガス供給系（非常用）への接続にあたって、専用の接続方式として袋ナットを使用し、一般的に用いられる工具（スパナ等）を用いて容易かつ確実に接続できる設計とする。また、操作用工具は、作業場所である原子炉建屋原子炉棟の近傍、アクセスルートの近傍、又は中央制御室内に保管することとする。

(46-4-3)

(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っては、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。



高圧窒素ガスポンベは，原子炉建屋の外から水又は電気を供給する設備ではなく，原子炉建屋原子炉棟内で接続作業を行うことから対象外とする。

(46-3-5)

(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。

高圧窒素ガスポンベは，線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない原子炉建屋原子炉棟内の設置場所で，想定される重大事故等が発生した場合においても，高圧窒素ガスポンベの予備品との交換，及び常設接続口との接続が可能な設計とする。

(46-3-5)



(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。

高圧窒素ガスボンベ及び予備の高圧窒素ガスボンベは，地震，津波，その他の外部事象による損傷の防止が図られた原子炉建屋原子炉棟内に保管する。また，設計基準事故対処設備である多重化された自動減圧機能用アキュムレータと格納容器内外で可能な限り位置的分散を図り，複数箇所に保管する。

(46-8-2)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第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。

高圧窒素ガスボンベの運搬経路は、地震、津波、その他の外部事象による損傷の防止が図られた原子炉建屋原子炉棟内に確保する。

なお、溢水等に対しては、アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具を着用することとし、運用については、「技術的能力説明資料1.0重大事故等対策における共通事項」に、火災防護については、「2.2火災による損傷の防止（設置許可基準規則第41条に対する設計方針を示す章）」に示す。

(46-9-2～7)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等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。

高圧窒素ガスポンベは，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉建屋原子炉棟に設置し，設計基準事故対処設備である多重化されたアキュムレータと同時に機能を損なうおそれがないように，可能な限り設計基準事故対処設備であるアキュムレータと多様性又は多重性，位置的分散を図る設計とする。

高圧窒素ガスポンベの多様性又は多重性，位置的分散について，第3.3-21表に示す。

(46-3-5, 6, 46-4-3, 46-8-2)

第3.3-21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	重大事故等対処設備
	アキュムレータ	高圧窒素ガスポンベ
減圧用の弁	逃がし安全弁	逃がし安全弁 (自動減圧機能)
	18個	7個*
	格納容器内	
駆動用窒素供給源	自動減圧機能用 アキュムレータ	高圧窒素ガスポンベ
	7個	10個 (予備10個)
	逃がし弁機能用 アキュムレータ	—
	18個	—
	格納容器内	原子炉建屋原子炉棟内

\*：設計基準事故対処設備である逃がし安全弁18個のうち，重大事故等対処設備として逃がし安全弁（自動減圧機能）7個を兼用するが，多重化することにより同時に機能を損なうことを防止する。



### 3.3.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

#### 3.3.3.1 インターフェイスシステム L O C A 隔離弁

##### 3.3.3.1.1 設備概要

インターフェイスシステム L O C A 隔離弁である，高圧炉心スプレイ系注入弁，原子炉隔離時冷却系注入弁，低圧炉心スプレイ系注入弁及び残留熱除去系注入弁は，インターフェイス L O C A 発箇所の隔離によって，格納容器外への原子炉冷却材放出を防止する目的として設置するものである。

本設備は，原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統であり，プラント運転中に接続箇所の電動弁開閉試験を実施する非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の原子炉圧力容器注入ラインに，それぞれ1台の構成とする。

インターフェイスシステム L O C A は，隔離弁の隔離失敗により低圧設計部分が異常に加圧されることで発生するが，逃がし安全弁による原子炉減圧により原子炉冷却材漏えいの抑制を継続し，現場操作による隔離弁の全閉操作を実施することで，破断が発生した系統を隔離する設計とする。

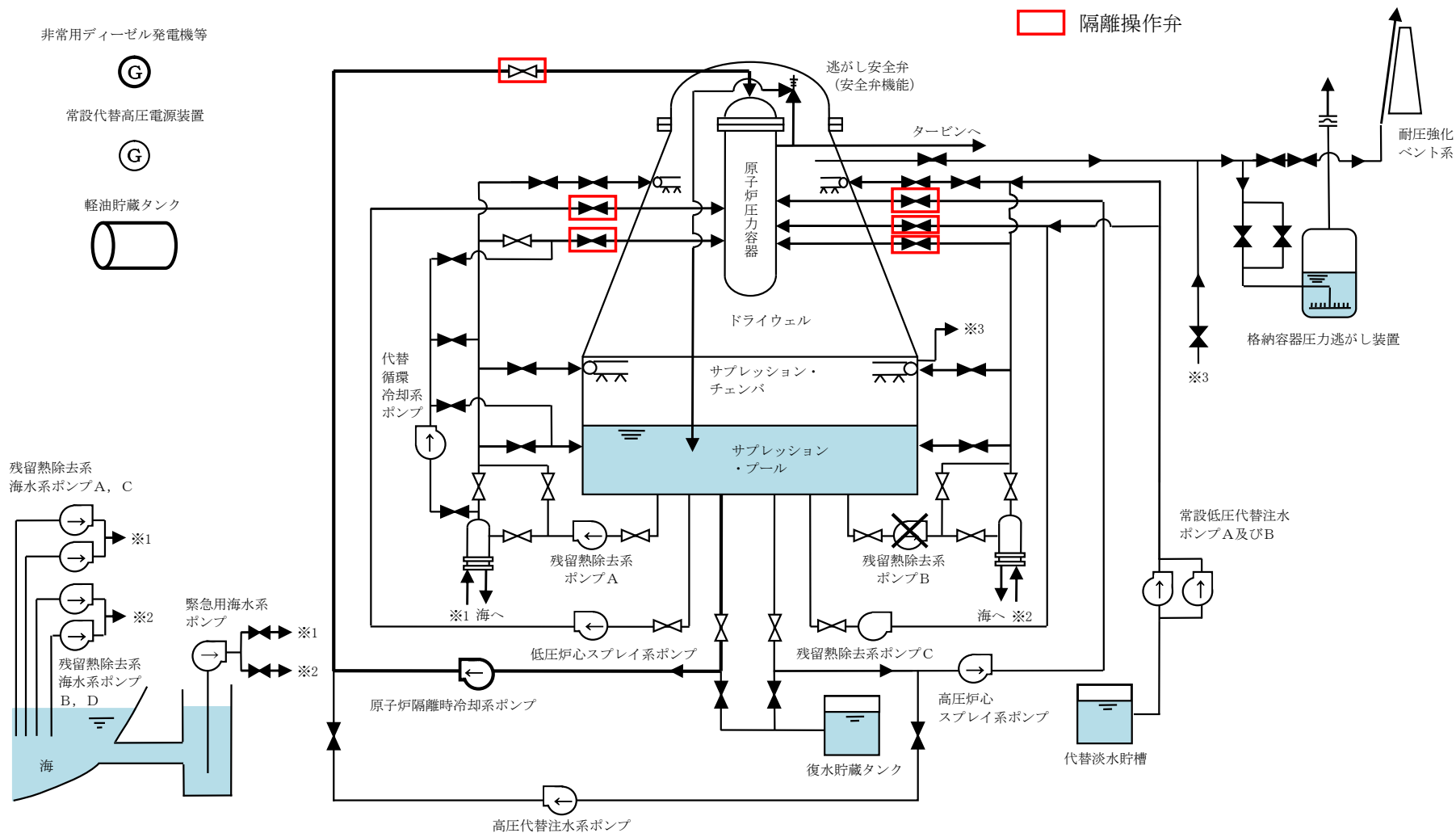
なお，逃がし安全弁による原子炉の減圧は，隔離弁の隔離操作が完了するまで継続する。

本設備の系統概要図を第3.3-7図に，重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を第3.3-22表に示す。

本系統は設計基準対象施設であるが，想定される重大事故等時においてその機能を期待するため，重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。



第3.3-7 図 インターフェイスシステムLOCA隔離弁 系統概要図





第3.3-22表 インターフェイスシステムLOCA隔離弁に関する  
重大事故等対処設備

設備区分		設備名
主要設備		高圧炉心スプレイ系注入弁【常設】 原子炉隔離時冷却系注入弁【常設】 低圧炉心スプレイ系注入弁【常設】 残留熱除去系A系注入弁【常設】 残留熱除去系B系注入弁【常設】 残留熱除去系C系注入弁【常設】
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	—
	注水先	—
	電源設備	—
	計装設備*1	原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【常設】 原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（SA広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（SA燃料域）【常設】 原子炉圧力容器温度【常設】 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力【常設】 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】 ドライウェル雰囲気温度【常設】 ドライウェル圧力【常設】

\*1：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態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。



### 3.3.3.1.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

(1) 高圧炉心スプレイ系注入弁

最高使用圧力 : 10.7MPa

最高使用温度 : 302℃

個数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟 3階

(2) 原子炉隔離時冷却系注入弁

最高使用圧力 : 10.7MPa

最高使用温度 : 302℃

個数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟 4階

(3) 低圧炉心スプレイ系注入弁

最高使用圧力 : 8.62MPa

最高使用温度 : 302℃

個数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟 3階

(4) 残留熱除去系A系注入弁

最高使用圧力 : 8.62MPa

最高使用温度 : 302℃

個数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟 3階



(5) 残留熱除去系B系注入弁

最高使用压力 : 8.62MPa

最高使用温度 : 302℃

個数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟 3階

(6) 残留熱除去系C系注入弁

最高使用压力 : 8.62MPa

最高使用温度 : 302℃

個数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟 3階



#### 3.3.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

インターフェイスシステムLOCA隔離弁は、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 重大事故対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

インターフェイスシステムLOCA隔離弁については、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。

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

インターフェイスシステムLOCA隔離弁については、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3.3-23表に示す設計である。



第3.3-23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	海水を通水しない。
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を受けない。
電磁的障害	機械装置のため電磁波の影響を受けない。

また，インターフェイスシステムLOCA隔離弁は，設置場所である原子炉建屋原子炉棟内にて手動で操作可能な設計であり，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

基本方針については「2.3.3 環境条件等」に示す。

インターフェイスシステムLOCA隔離弁は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また，インターフェイスシステムLOCA隔離弁については，発電用原子炉の運転中に機能・性能検査を，また，停止中に分解検査を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。



3.4 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】

基準適合への対応状況



## 5. 原子炉冷却系統施設

### 5.9 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

#### 5.9.1 概 要

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、原子炉の冷却に必要な重大事故防止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（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系が健全であれば、重大事故防止設備（設計基準拡張）として使用する。

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の系統概要図を第 5.9-1 図から第 5.9-6 図に示す。

#### 5.9.2 設計方針

##### (1) 原子炉運転中の場合に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に原子炉を冷却するための設備のうち、原子炉を冷却し、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設備として、可搬型重大事故防止設備（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水）を設ける。また、炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備（低圧代替注水系（常設）による原子炉注水）を設ける。

##### a. フロントライン系故障時に用いる設備

##### (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの故障等により、原子炉の冷却機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備（低圧代替注水系



（常設）による原子炉注水）として、常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用する。

代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプは、残留熱除去系（C）を介して原子炉圧力容器へ注水できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 常設低圧代替注水系ポンプ
- ・ 代替淡水貯槽
- ・ 常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

常設低圧代替注水系ポンプは、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。その他、設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水

残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの故障等により、原子炉の冷却機能が喪失した場合の可搬型重大事故防止設備（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水）として、可搬型代替注水大型ポンプ、代替淡水貯槽、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。

代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（C）を介して原子炉圧力容器へ注水できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼルエンジンにて駆動できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの燃料は、可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ



- ・代替淡水貯槽
- ・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，設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。

代替淡水貯槽又は複数の淡水源（高所淡水池，北側淡水池）の淡水が枯渇した場合は，防潮堤内側の取水箇所（S A用海水ポンプピット）から，可搬型代替注水大型ポンプを用いて補給可能な設計とする。系統の詳細については，「9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」に示す。

b．サポート系故障時に用いる設備

(a) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水系）の復旧

全交流動力電源喪失等によるサポート系の故障により，残留熱除去系（低圧注水系）が原子炉の冷却機能を喪失した場合の重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水系）の復旧）として，常設代替高圧電源装置，残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器，サブプレッション・プール，残留熱除去系海水ポンプ又は緊急用海水ポンプを使用する。

サブプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプは，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により機能を復旧し，残留熱除去系熱交換器を介してサブプレッション・プール水を冷却し，原子炉圧力容器へ注水できる設計とする。

本系統に使用する残留熱除去系熱交換器の冷却水は，残留熱除去系海水系の残留熱除去系海水ポンプ又は緊急用海水ポンプにより供給できる設計とする。



具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ サプレッション・プール
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ
- ・ 緊急用海水ポンプ
- ・ 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原子炉圧力容器、非常用取水設備の貯留堰、取水路、S A用海水ピット取水塔、海水引込み管、S A用海水ピットを重大事故等対処設備として使用する。

(b) 常設代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧

全交流動力電源喪失等によるサポート系の故障により、低圧炉心スプレイ系が原子炉の冷却機能を喪失した場合の重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧）として、常設代替高圧電源装置、低圧炉心スプレイ系ポンプ、サプレッション・プールを使用する。

サプレッション・プールを水源とした低圧炉心スプレイ系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により機能を復旧し、低圧炉心スプレイ系を介し原子炉圧力容器へ注水できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ
- ・ サプレッション・プール
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ
- ・ 緊急用海水ポンプ



- ・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原子炉圧力容器，非常用取水設備の貯留堰，取水路，S A用海水ピット取水塔，海水引込み管，S A用海水ピットを重大事故等対処設備として使用する。

c．溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合に用いる設備

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合，溶融炉心を冷却し格納容器の破損を防止するための設備として，以下の重大事故等対処設備（低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却及び低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却）を設ける。

(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合の重大事故等対処設備（常設低圧代替注水系ポンプによる残存溶融炉心の冷却）は，「5.9.2(1) a．(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」と同じである。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合の重大事故等対処設備（低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却）は，「5.9.2(1) a．(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水」と同じである。

(c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合の重大事故等対処設備（代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却）として，代替循環冷却系ポンプ，サプレッション・プール，残留熱除去系熱交換器（A）及び緊急用海水ポンプ又は残



留熱除去系海水ポンプを使用する。

サプレッション・プールを水源とする代替循環冷却系ポンプは、残留熱除去系（A）を介してサプレッション・プール水を原子炉圧力容器へ注水することにより、残存溶融炉心を冷却できる設計とする。

残留熱除去系熱交換器（A）の冷却海水は、緊急用海水系の緊急用海水ポンプ又は残留熱除去系海水系の残留熱除去系海水ポンプからの海水を使用する。また、非常用取水設備のSA用海水ピット取水塔、海水引込み管及びSA用海水ピット並びに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。

代替循環冷却系ポンプ及び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。

- ・代替循環冷却系ポンプ
- ・残留熱除去系熱交換器（A）
- ・サプレッション・プール
- ・残留熱除去系海水ポンプ
- ・緊急用海水ポンプ
- ・常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

代替循環冷却系の流路として、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（A）を重大事故等対処設備として使用することから、流路として設計する。その他、設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器、非常用取水設備のSA用海水ピット取水塔、海水引込み管及びSA用海水ピット並びに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。

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却のための設備の系統概要図を第5.9－6図に示す。



d. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による原子炉注水

原子炉の冷却等のための設備として、設計基準事故対処設備の機能が喪失していない場合において、原子炉を冷却し、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設備として、以下の重大事故等対処設備（残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水を設ける。

(a) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水

原子炉冷却材喪失事故時において、残留熱除去系ポンプ及びサブプレッション・プールによる原子炉の冷却機能が喪失していない場合の重大事故等対処設備（残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水）として、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、サブプレッション・プール及び残留熱除去系海水ポンプを使用する。

サブプレッション・プールを水源とした残留熱除去系ポンプは、残留熱除去系熱交換器を介して、サブプレッション・プール水を冷却し、原子炉圧力容器へ注水できる設計とする。

本系統に使用する残留熱除去系熱交換器の冷却用海水は残留熱除去系海水系の残留熱除去系海水ポンプより供給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ サブプレッション・プール
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ

その他、設計基準事故対処設備である非常用取水設備の貯留堰、取水路及び原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。

(b) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水



原子炉冷却材喪失事故時において、低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサブプレッション・プールによる原子炉の冷却機能が喪失していない場合の重大事故等対処設備（低圧炉心スプレイ系による原子炉注水）として、低圧炉心スプレイ系ポンプ、サブプレッション・プールを使用する。

サブプレッション・プールを水源とした低圧炉心スプレイ系ポンプは、低圧炉心スプレイ系を介して原子炉圧力容器へ注水できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・低圧炉心スプレイ系ポンプ
- ・サブプレッション・プール
- ・残留熱除去系海水ポンプ

その他、設計基準事故対処設備である非常用取水設備の貯留堰、取水路及び原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。残留熱除去系海水ポンプからの海水は、低圧炉心スプレイ系ポンプの冷却用海水として使用する。

## (2) 原子炉運転停止中の場合に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に原子炉を冷却するための設備のうち、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、以下の可搬型重大事故防止設備（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水）を設ける。また、炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するために、常設重大事故防止設備（低圧代替注水系（常設）による原子炉注水）を設ける。

### a. フロントライン系故障時に用いる設備

#### (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

原子炉運転停止中において、残留熱除去系ポンプの故障等により、残留熱除去系による原子炉の冷却機能が喪失した場合の常設重大事故防止



設備（低圧代替注水系（常設）による原子炉注水）は、「5.9.2（1）a．

（a）低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」と同じである。

（b）低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水

原子炉運転停止中において、残留熱除去系ポンプの故障等により、残留熱除去系による原子炉の冷却機能が喪失した場合の可搬型重大事故防止設備（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水）は、「5.9.2（1）a．（b）低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水」と同じである。

b．サポート系故障時に用いる設備

（a）常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧

原子炉運転停止中において、全交流動力電源喪失により残留熱除去系が原子炉の冷却機能を喪失した場合の重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧）として、常設代替高圧電源装置、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプを使用する。

残留熱除去系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により機能を復旧し、原子炉圧力容器内の水を、残留熱除去系熱交換器を介して注水することで、原子炉の除熱が可能な設計とする。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは、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給電できる設計とする。

本系統に使用する残留熱除去系熱交換器の冷却用海水は残留熱除去系海水系の残留熱除去系海水ポンプより供給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 残留熱除去系ポンプ



- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ
- ・ 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原子炉圧力容器並びに非常用取水設備の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。

c. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による原子炉除熱

原子炉運転停止中において原子炉を冷却し，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として以下の重大事故等対処設備（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱）を設ける。

(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱

原子炉運転停止中における原子炉冷却材喪失事故時に，残留熱除去系ポンプによる残留熱除去機能が喪失していない場合の重大事故等対処設備（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱）として，残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプを使用する。

残留熱除去系ポンプは，残留熱除去系熱交換器を介して，原子炉圧力容器内の冷却水を循環させることで，原子炉の除熱が可能な設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ

その他，設計基準事故対処設備である非常用取水設備の貯留堰，取水路及び原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。

「5.9.2 (1) d. (a) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水」に



使用する残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器，サプレッション・プール及び残留熱除去系海水ポンプ並びに「5.9.2 (1) d. (b) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水」に使用する低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサプレッション・プール並びに「5.9.2 (2) c. (a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱」に使用する残留熱除去系ポンプ，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，位置的分散の設計方針は適用しない。

常設代替高圧電源装置，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。原子炉圧力容器については，「5.1 原子炉圧力容器及び一次冷却材設備 5.1.2 重大事故等時」に示す。非常用取水設備の貯留堰及び取水路については，「10.8 非常用取水設備 10.8.2 重大事故等時」に示す。

#### 5.9.2.1 多様性，独立性及び位置的分散

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。

常設低圧代替注水系ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水は，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より給電する残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水に対し，多様性及び位置的分散を図る設計とする。また，代替淡水貯槽を水源とすることで，サプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用した



原子炉压力容器への注水に対し、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、屋外の常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ及び格納容器内のサブプレッション・プールに対し、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプは冷却水を不要（自然冷却）とすることで、残留熱除去海水ポンプにより冷却する残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプに対し多様性を持たせた設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプを使用する原子炉压力容器への注水配管は、代替淡水貯槽から残留熱除去系（C）配管との合流点まで、残留熱除去系ポンプを使用する系統に対して独立性を確保する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプを使用した原子炉压力容器への注水は、可搬型代替注水大型ポンプをディーゼルエンジン駆動とすることで、電動の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプに対して、多様性を確保する設計とする。また、代替淡水貯槽を水源とすることで、サブプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用した原子炉压力容器への注水に対して、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、屋外の保管場所に分散して保管することで、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ及び常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水系ポンプに対して、位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、原子炉建屋東側（屋外）及び西側（屋外）に距離をとって1箇所ずつ設置し、合計2箇所設置することで、位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプを使用した原子炉压力容器への注水配管は、代替淡水貯槽から残留熱除去系（C）配管及び低圧炉心スプレイ系配管との合流点



までの系統について、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用する系統に対して独立性を確保する設計とする。

これらの多様性、独立性及び位置的分散によって、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用する設計基準事故対処設備に対して、重大事故等対処設備として多様性、独立性及び位置的分散を図る設計とする。

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却は、代替循環冷却系ポンプの電源を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により給電する残留熱除去系ポンプを使用した原子炉の冷却に対して多様性及び位置的分散を図る設計とする。また、代替循環冷却系ポンプは冷却水を不要（自然冷却）とすることで、残留熱除去系海水ポンプからの海水により冷却する残留熱除去系ポンプに対して多様性を持たせた設計とする。

代替循環冷却系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプと異なる区画である残留熱除去系熱交換器（A）室に設置することで、残留熱除去系ポンプと位置的分散を図る設計とする。

代替循環冷却系ポンプによる残存溶融炉心の冷却に使用する配管は、残留熱除去系熱交換器（A）の出口配管の分岐点から、残留熱除去系（A）配管との合流点までの系統について、残留熱除去系ポンプ（A）を使用する系統に対して独立性を確保する設計とする。

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却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により給電する残留熱除去系海水ポンプに対して多様性及び位置的分散を図る設計とする。

緊急用海水ポンプは、緊急用海水ポンプピット内に設置することで、屋外の残留熱除去系海水ポンプと位置的分散を図る設計とする。



これらの多様性、独立性及び位置的分散によって、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系海水ポンプ及び非常用ディーゼル発電機を使用する設計基準事故対処設備に対して、重大事故等対処設備として多様性、独立性及び位置的分散を図る設計とする。

電源の多様性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」に示す。

#### 5.9.2.2 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。

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水に使用する常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、弁操作等によって設計基準事故対処設備として使用する系統構成から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。

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水に使用する可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽は、通常待機時に接続先の系統と分離された状態で保管すること及び重大事故等時は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。

可搬型代替注水大型ポンプは、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。また、設置場所において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、可搬型代替注水大型ポンプは、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。

残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水に使用する残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系海水ポンプ及びサプレッション・プールは、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。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱に使用する残留熱除去系ポンプ、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。

低圧炉心スプレイ系による原子炉注水に使用する低圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱除去系海水ポンプ及びサプレッション・プールは、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。

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却に使用する代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは、弁操作等によって、設計基準事故対処設備として使用する系統構成から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。

#### 5.9.2.3 容 量 等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水として使用する常設低圧代替注水系ポンプは、原子炉を冷却し、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原子炉注水量に対して、ポンプ 2 個の運転により、十分なポンプ流量を確保する設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水として使用する可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時において注水に必要な容量を有するものを 1 個と水の移送設備に必要な容量を有するものを 1 個と同時に使用するために 1 セット 2 個使用する。保有数は 2 セットで 4 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 2 個の合計 6 個を保管する。予備については、



可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と兼用する。

常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、他系統への注水と同時に使用する場合でも、各々の必要流量が確保可能な設計とする。

残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）による原子炉注水及び原子炉除熱として使用する残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能及び残留熱除去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伝熱容量が、原子炉を冷却し、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原子炉注水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。

低圧炉心スプレイ系による原子炉注水として使用する低圧炉心スプレイ系ポンプは、設計基準事故時の非常用炉心冷却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が、原子炉を冷却し、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原子炉注水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。

低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水として使用する代替淡水貯槽は、原子炉を冷却し、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原子炉注水量に対し、淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とする。

残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水として使用するサプレッション・プールは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備の水源と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、原子炉を冷却し、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原子炉注水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。

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却として使用する代替循環冷却系が



ンプは、残存溶融を冷却し、格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水量に対して、ポンプ 1 個の運転により、十分なポンプ流量を確保する設計とする。

#### 5.9.2.4 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。

常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、常設低圧代替注水系格納槽内に設置し、重大事故等時における常設低圧代替注水系格納槽内の環境条件を考慮した設計とする。常設低圧代替注水系ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、屋外に保管し、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッション・プールは、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。残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。

残留熱除去系海水ポンプは、屋外に設置し、重大事故等時における屋外の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の操作は中央制御室で可能な設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽は、淡水だけでなく海水も使用することから、海水の影響を考慮した設計とする。

残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプは、常時海水を通水するため、耐腐食性材料を使用する。また、可搬型代替注水大型ポンプ及び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。



代替循環冷却系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮した設計とする。代替循環冷却系ポンプは中央制御室の操作スイッチで操作可能な設計とする。

緊急用海水ポンプは、緊急用海水ポンプピット内に設置し、想定される重大事故等時における緊急用海水ポンプピット内の環境条件を考慮した設計とする。

緊急用海水ポンプは、常時海水を通水することから耐腐食性材料を使用する。また、緊急用海水ポンプにより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の操作スイッチで操作可能な設計とする。

#### 5.9.2.5 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。

常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用した低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替できる設計とする。常設低圧代替注水系ポンプは、中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から速やかに切替えできる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは車両として移動可能な設計とするとともに、車両転倒防止装置又は車載の輪止めにより、設置場所にて固定できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプと原子炉建屋東側接続口、西側接続口及び 11m 盤接続口との接続は、一般的に使用される工具を用いて接続可能なフランジ接続とする。また、ホースの接続方式及びホース口径の統一により確実に接続でき



る設計とする。可搬型代替注水大型ポンプは、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系海水ポンプ及びサブプレッション・プールを使用した残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を行う系統は、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利用できる設計とする。残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは、中央制御室の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプを使用した残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱を行う系統は、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利用できる設計とする。残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは、中央制御室の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサブプレッション・プールを使用した低圧炉心スプレイ系による原子炉注水を行う系統は、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利用できる設計とする。低圧炉心スプレイ系ポンプは、中央制御室の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

代替循環冷却系ポンプ、緊急用海水ポンプ（又は残留熱除去系海水ポンプ）及びサブプレッション・プールを使用した代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替できる設計とする。代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは、中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とする。



### 5.9.3 主要設備及び仕様

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の主要設備及び仕様を第 5.9-1 表に示す。

### 5.9.4 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。

低圧代替注水系（常設）に使用する常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、他系統と独立した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。

常設低圧代替注水系ポンプは、分解が可能な設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）に使用する可搬型代替注水大型ポンプは、他系統と独立した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。

可搬型代替注水大型ポンプは、車両として走行確認及び外観の確認が可能な設計とする。

残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）に使用する残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは、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。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは、分解が可能な設計とする。

低圧炉心スプレイ系に使用する低圧炉心スプレイ系ポンプは、他系統と独立した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。

低圧炉心スプレイ系ポンプは、分解が可能な設計とする。

代替循環冷却系に使用する代替循環冷却系ポンプは、他系統と独立した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。代替循環



冷却系ポンプは、分解が可能な設計とする。

緊急用海水系に使用する緊急用海水ポンプは、機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。緊急用海水ポンプは、分解が可能な設計とする。



第 5.9-1 表 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の主要仕様

(1) 常設低圧代替注水系ポンプ

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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

型 式	うず巻形
個 数	2
容 量	約 200m <sup>3</sup> ／h／個
全 揚 程	約 200m

(2) 可搬型代替注水大型ポンプ

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
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 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
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備



- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型	式	うず巻形
個	数	4（予備 2）
容	量	約 1,320m <sup>3</sup> ／h／個
揚	程	約 140m

### (3) 残留熱除去系ポンプ

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

主要仕様については、「5.4 残留熱除去系」に示す。

### (4) 低圧炉心スプレイ系ポンプ

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

主要仕様については、「5.2 非常用炉心冷却系」に示す。

### (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。

- ・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

主要仕様については、「5.4 残留熱除去系」に示す。

#### (6) 代替循環冷却系ポンプ

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
- ・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
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

型	式	うず巻形
個	数	1
容	量	約 200m <sup>3</sup> /h
全	揚 程	約 200m

#### (7) 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

(8) 代替淡水貯槽

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
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 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
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

個 数	1
容 量	約 5,000m <sup>3</sup>

(9) サプレッション・プール

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 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 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
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

主要仕様については、「9.1 原子炉格納施設」に示す。

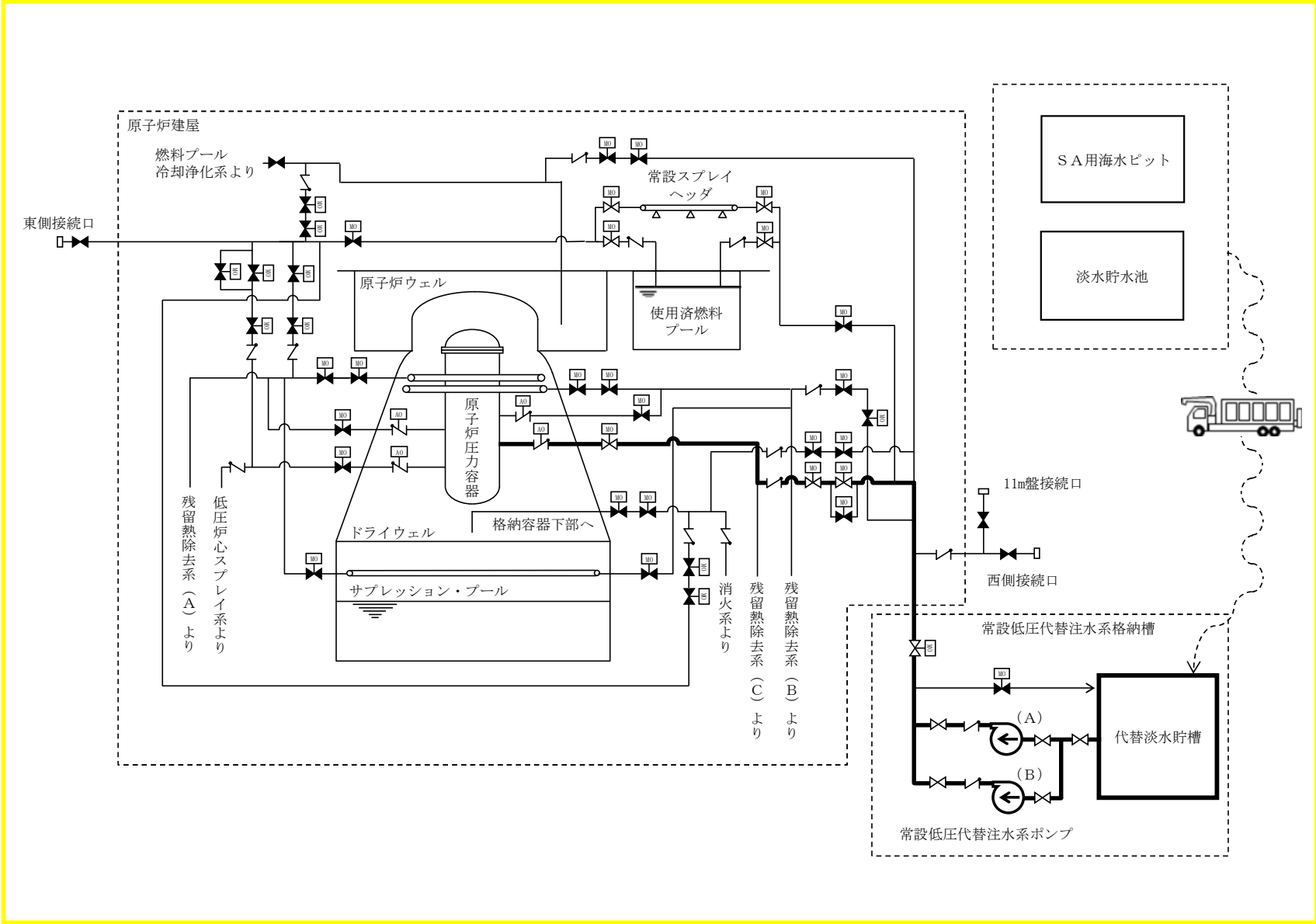
#### (10) 残留熱除去系熱交換器

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

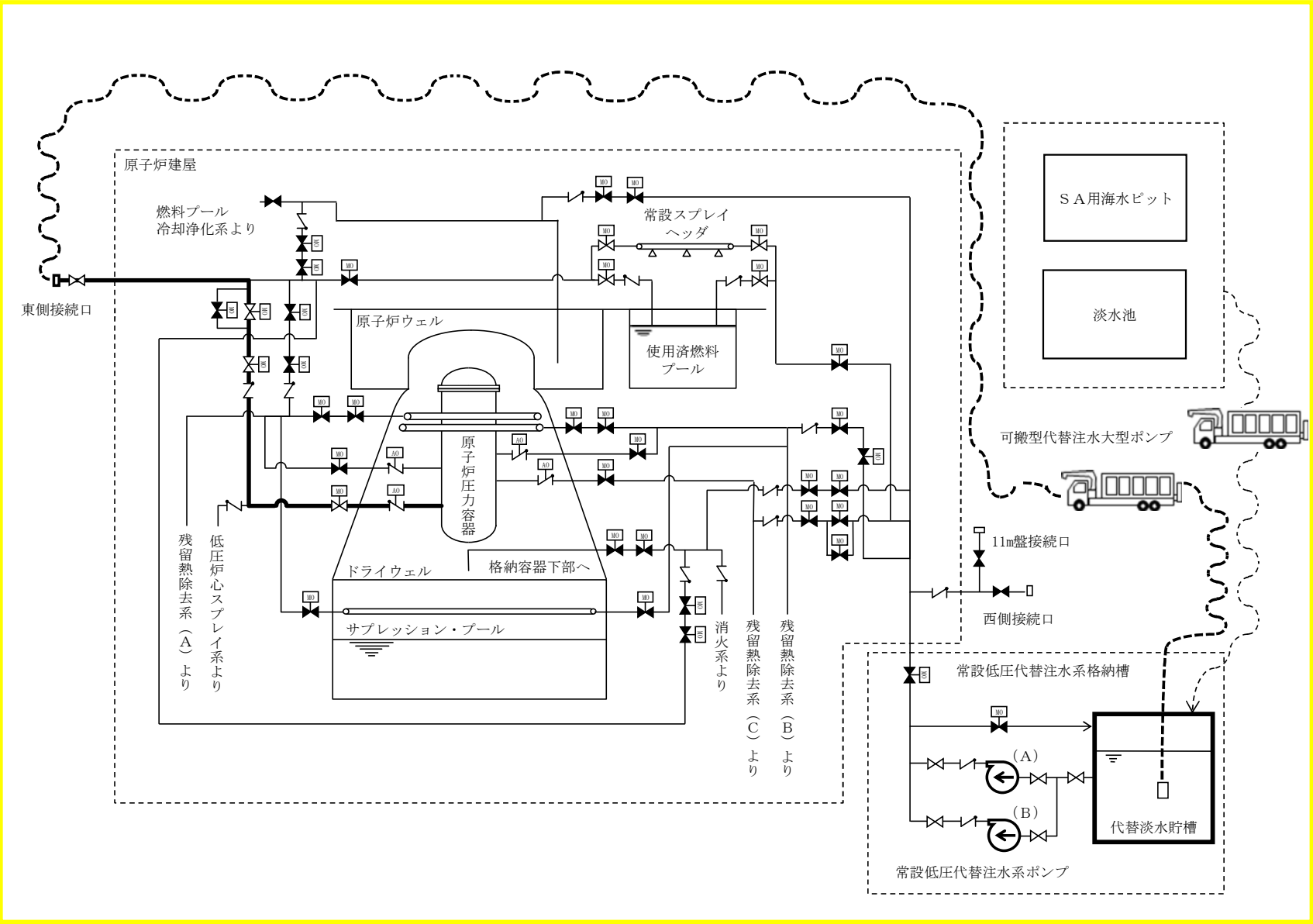
主要仕様については、「5.4 残留熱除去系」に示す。





第5.9-1 図 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水系概要図

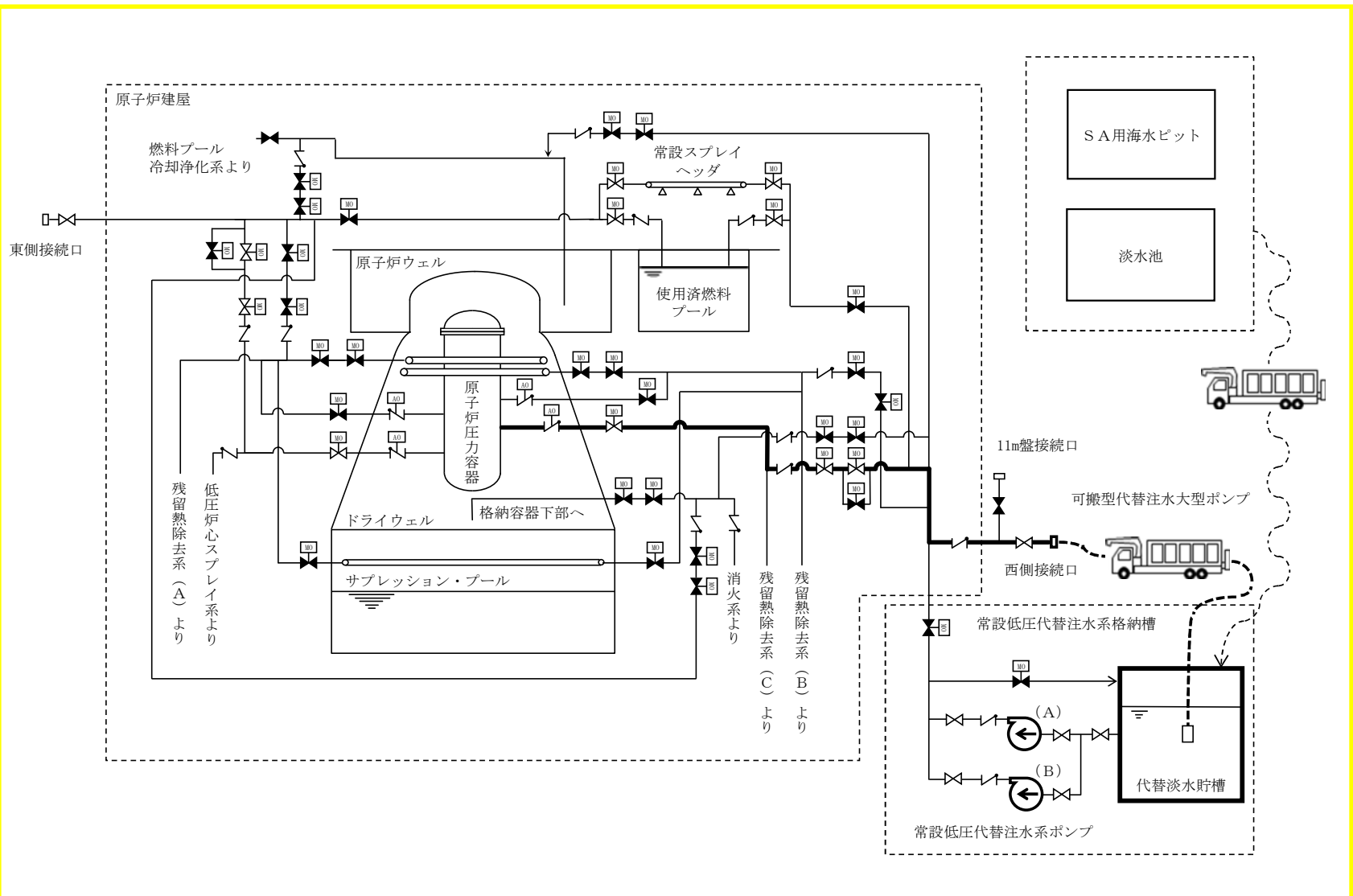




第5.9-2 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水系概要図（1／3）

（東側接続口使用時）

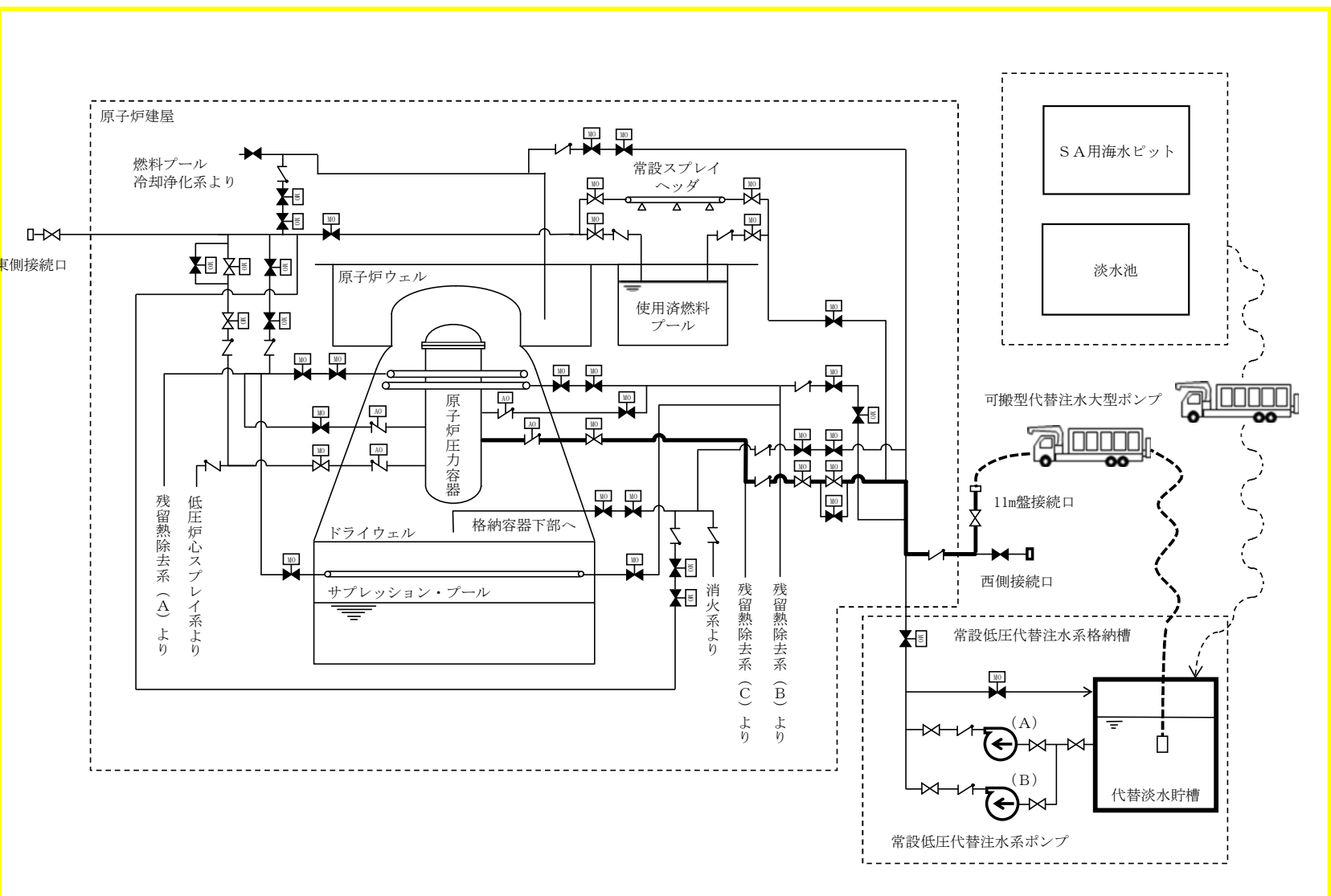




第5.9-2 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水系統概要図（2／3）

（西側接続口使用時）

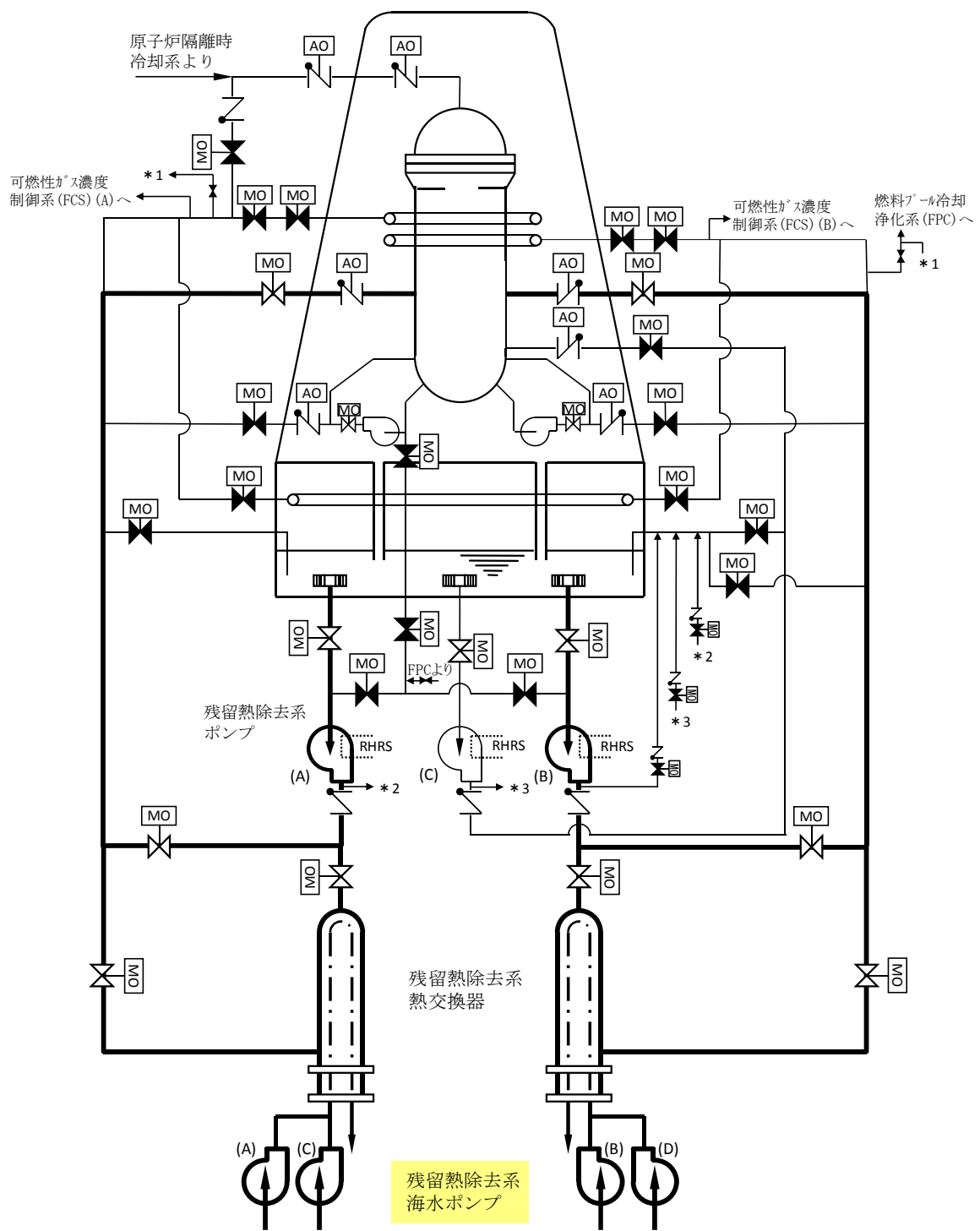




第5.9-2 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水系統概要図（3／3）

（11m 盤接続口 使用時）

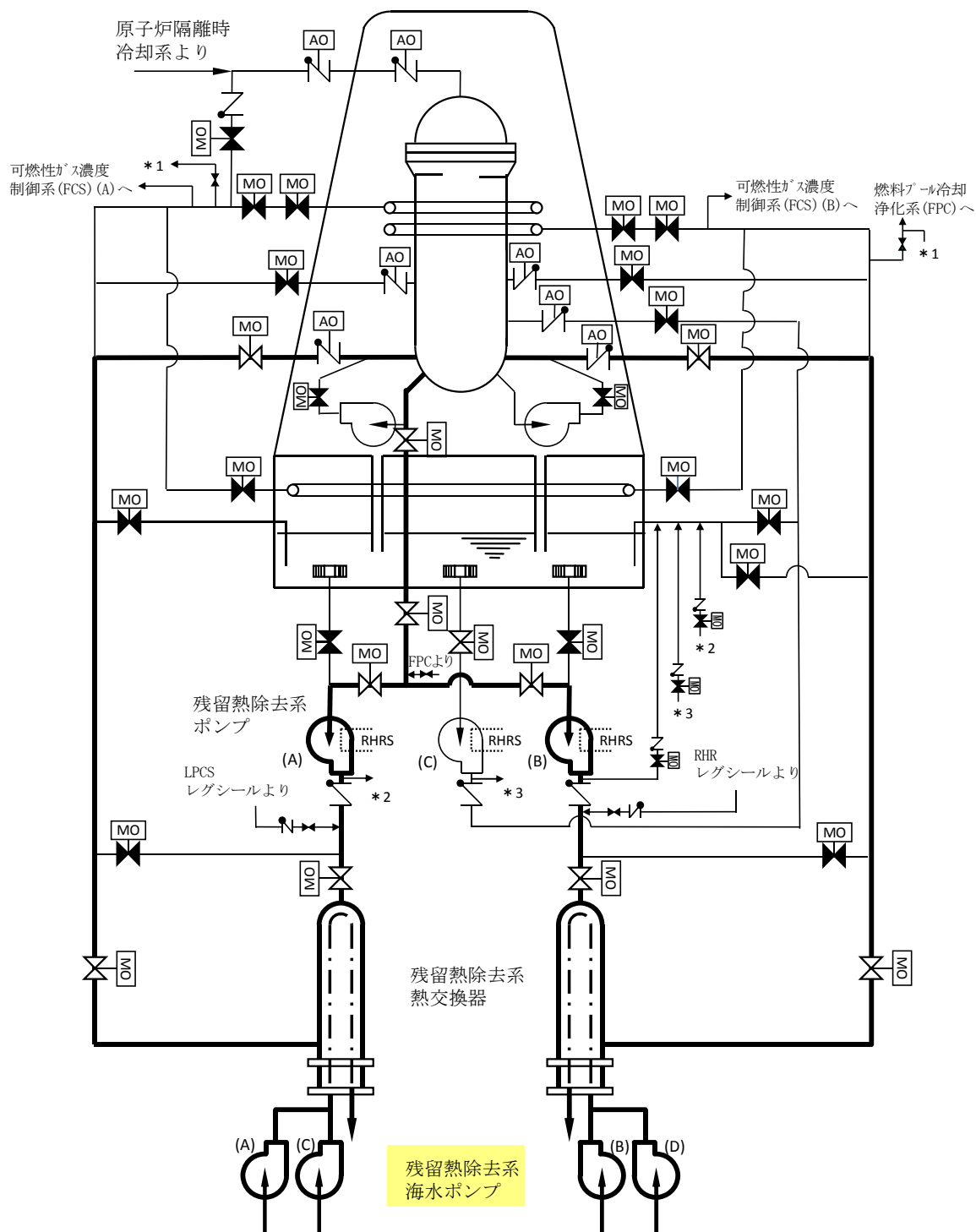




A系及びB系使用時の系統を示す。

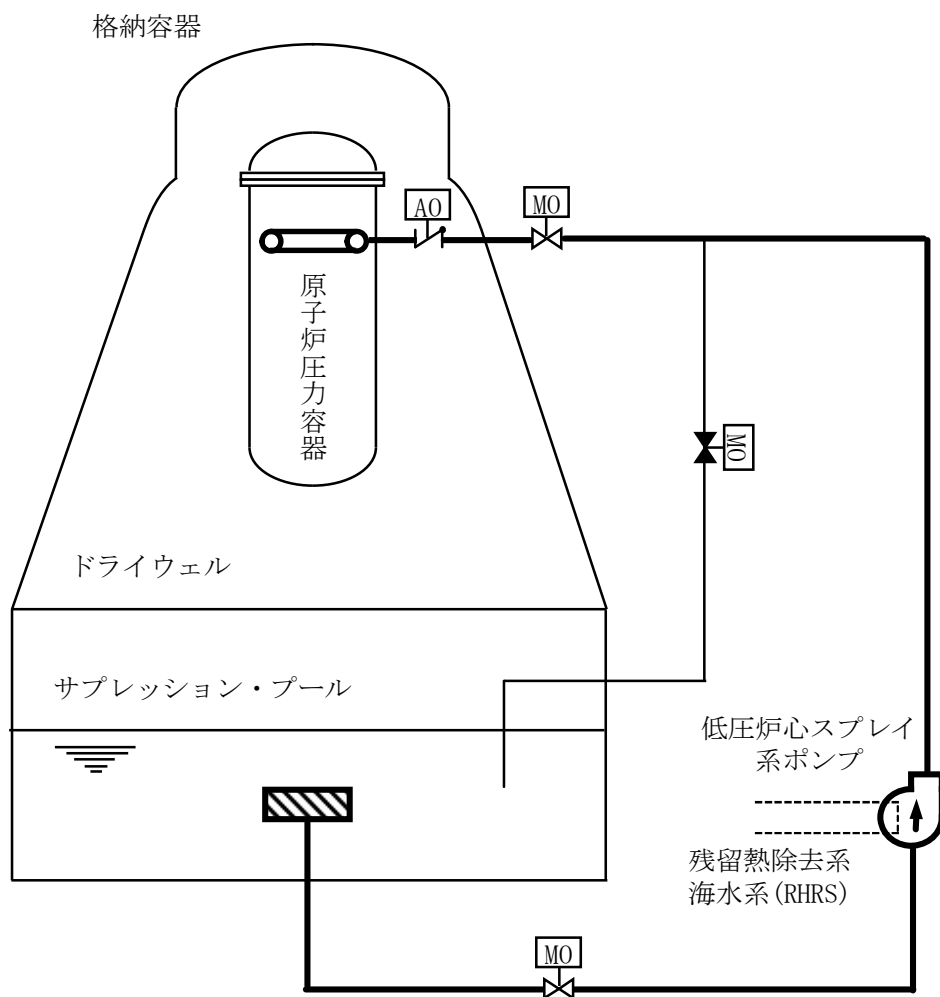
第 5.9-3 図 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水系統概要図





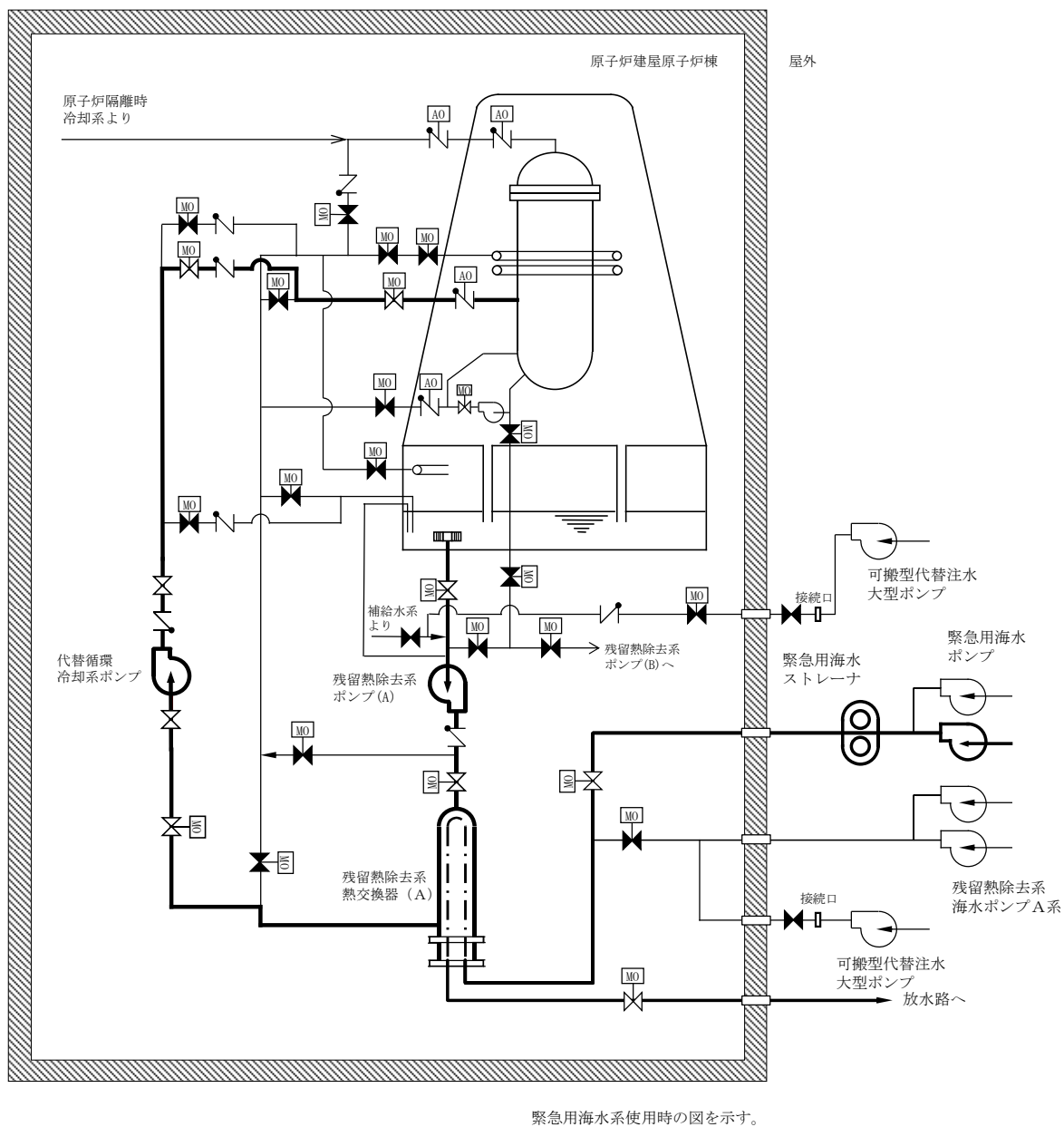
第 5.9-4 図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱系統概要図





第 5.9-5 図 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水系統概要図





第 5.9-6 図 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却系統概要図



### 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】

#### < 添付資料 目次 >

### 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

#### 3.4.1 設置許可基準規則第47条への適合方針

- (1) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水（設置許可基準規則解釈の第1項（1）a））
- (2) 低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水（設置許可基準規則解釈の第1項（1）b））
- (3) 設計基準事故対処設備に対する多様性及び独立性，位置的分散の確保（設置許可基準規則解釈の第1項（1）c））
- (4) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉への注水
- (5) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱
- (6) 低圧炉心スプレイ系による原子炉への注水
- (7) 代替循環冷却系を用いた代替低圧注水
- (8) 消火系を用いた代替低圧注水
- (9) 補給水系を用いた代替低圧注水
- (10) 復旧手段
- (11) 低圧代替注水系の海水の利用
- (12) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却
- (13) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却
- (14) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却



- (15) 消火系による残存溶融炉心の冷却
- (16) 補給水系による残存溶融炉心の冷却
- 3.4.2 重大事故防止設備
  - 3.4.2.1 低圧代替注水系（常設）
    - 3.4.2.1.1 設備概要
    - 3.4.2.1.2 主要設備の仕様
      - (1) 常設低圧代替注水系ポンプ
      - (2) 代替淡水貯槽
    - 3.4.2.1.3 低圧代替注水系（常設）の多様性、独立性及び位置的分散
    - 3.4.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針
      - 3.4.2.1.4.1 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（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・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）
        - (4) 切替えの容易性（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）
      - 3.4.2.1.4.2 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）
  - 3.4.2.2 低圧代替注水系（可搬型）
    - 3.4.2.2.1 設備概要
    - 3.4.2.2.2 主要設備の仕様
      - (1) 可搬型代替注水大型ポンプ



- (2) 代替淡水貯槽
- 3.4.2.2.3 低圧代替注水系（可搬型）の多様性及び独立性，位置的分散
- 3.4.2.2.4 設置許可基準規則第43条への適合方針
  - 3.4.2.2.4.1 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・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）
    - (4) 切替えの容易性（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）
  - 3.4.2.2.4.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針方針
    - (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）
    - (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）
    - (3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）
    - (4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）
    - (5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）
    - (6) アクセスルートの確保（許可基準規則第43条第3項六）
    - (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）
- 3.4.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）
  - 3.4.3.1 残留熱除去系（低圧注水系）
    - 3.4.3.1.1 設備概要
    - 3.4.3.1.2 主要設備の仕様
      - (1) 残留熱除去系ポンプ
      - (2) 残留熱除去系熱交換器



- (3) 残留熱除去系海水ポンプ
- (4) サプレッション・プール
- 3.4.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針
- 3.4.3.2 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）
  - 3.4.3.2.1 設備概要
  - 3.4.3.2.2 主要設備の仕様
    - (1) 残留熱除去系ポンプ
    - (2) 残留熱除去系熱交換器
    - (3) 残留熱除去系海水ポンプ
  - 3.4.3.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針
- 3.4.3.3 低圧炉心スプレイ系
  - 3.4.3.3.1 設備概要
  - 3.4.3.3.2 主要設備の仕様
    - (1) 低圧炉心スプレイ系ポンプ
    - (2) 残留熱除去系海水ポンプ
    - (3) サプレッション・プール
  - 3.4.3.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針



### 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】

#### 【設置許可基準規則】

(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)

第四十七条 発電用原子炉施設には、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必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第47条に規定する「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。

#### (1) 重大事故防止設備

- a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。
- b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。
- c) 上記a) 及びb) の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。



### 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

#### 3.4.1 設置許可基準規則第47条への適合方針

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である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系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、原子炉の冷却（注水）に必要な重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）を設置及び保管する。また、想定される重大事故等時に、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系が健全であれば、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

#### (1) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（設置許可基準規則解釈の第1項（1）a））

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの故障等により、原子炉の冷却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、重大事故等対処設備として低圧代替注水系（可搬型）を設ける。

低圧代替注水系（可搬型）は、西側及び南側の可搬型重大事故等対処設備保管場所（以下「西側及び南側保管場所」という。）に保管した可搬型代替注水大型ポンプを必要な場所に移動して使用し、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系の水源であるサブプレッション・プールとは異なる代替淡水貯槽を水源として原子炉圧力容器へ注水する設計とする。



可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼルエンジンにて駆動できる設計とする。また、燃料は、可搬型設備用軽油タンクより、タンクローリを用いて補給できる設計とする。

(2) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（設置許可基準規則解釈の第1項（1）b））

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの故障等により、原子炉の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕がない場合に、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、重大事故等対処設備として低圧代替注水系（常設）を設ける。

低圧代替注水系（常設）は、常設低圧代替注水系格納槽内に設置する常設低圧代替注水系ポンプを用い、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系の水源であるサプレッション・プールとは異なる代替淡水貯槽を水源として原子炉圧力容器へ注水する設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備に対する多様性及び独立性，位置的分散の確保（設置許可基準規則解釈の第1項（1）c））

上記（1）及び（2）の重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系に対し、異なるポンプ（常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ）、駆動源（常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置、デ



ディーゼルエンジン駆動）及び冷却水（不要（自然冷却）、自己冷却）を用いることで多様性を有する設計とする。また、地震、津波、火災及び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、低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは常設低圧代替注水系格納槽内に、駆動源の常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置を屋外に設置することで、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系に対し、位置的分散を図る設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、屋外の西側及び南側保管場所に保管することで、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系に対し、位置的分散を図る設計とする。

なお、多様性、独立性及び位置的分散については3.4.2.1.3 項、3.4.2.2.3項及び3.4.2.3.3項に詳細を示す。

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時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）として使用する。

#### （4）残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉への注水

残留熱除去系（低圧注水系）は、原子炉運転中の冷却材喪失事故時等において、低圧炉心スプレイ系、高圧炉心スプレイ系及び自動減圧系と連携して炉心を冷却する機能を有する設計とする。

残留熱除去系（低圧注水系）は、サプレッション・プールを水源とし、残留熱除去系ポンプにて、残留熱除去系熱交換器を介してサプレッショ



ン・プール水を冷却し原子炉压力容器へ注水する設計とする。

残留熱除去系熱交換器の冷却用海水は、残留熱除去系海水ポンプにより送水する設計とする。

なお、残留熱除去系海水系については「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（設置許可基準規則第48条に対する設計方針を示す章）」で示す。

#### (5) 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（原子炉停止時冷却系）は、原子炉運転停止中に炉心崩壊熱及び残留熱（原子炉压力容器・配管及び冷却材中の保有熱）を除去して、原子炉を除熱する機能を有する設計とする。

本系統は、原子炉压力容器を水源とし、残留熱除去系ポンプを用い、残留熱除去系熱交換器で冷却した炉水を原子炉压力容器に戻すことにより原子炉を除熱する設計とする。

なお、残留熱除去系熱交換器の冷却用海水に関する説明は、「(4) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉への注水」と同じである。

#### (6) 低圧炉心スプレイ系による原子炉への注水

低圧炉心スプレイ系は、原子炉圧力が急激に低下する大破断事故時に、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び高圧炉心スプレイ系と連携して炉心を上部からスプレイ冷却する機能を有する設計とする。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための自主対策設備として以下を整備する。



#### (7) 代替循環冷却系を用いた原子炉注水

設計基準事故対処設備である，残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプが有する原子炉の冷却機能が喪失した場合の自主対策設備として代替循環冷却系を設ける。

代替循環冷却系は，サプレッション・プールを水源とし，原子炉建屋原子炉棟に設置する代替循環冷却系ポンプを用い，残留熱除去系熱交換器で冷却されたサプレッション・プール水を原子炉圧力容器に注水する設計とする。

代替循環冷却系は，残留熱除去系の有する格納容器からの除熱機能を代替することを目的に設置した設備であり，原子炉高圧状態から低圧注水に移行することを考慮した注水量としていないため，低圧注水への移行段階での炉心損傷を防止するための注水量としては十分ではない場合があるが，低圧で注水が可能な設備であるため，低圧注水手段としては有効である。

残留熱除去系熱交換器の冷却用海水に関する説明は，「（４）残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉への注水」と同じである。なお，代替循環冷却系については，「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（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。

#### (8) 消火系による原子炉注水

設計基準事故対処設備である，残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプが機能喪失し，残留熱除去系注入ライン（C）又は低圧炉心スプレイ系注入ラインの機能が喪失した場合においても低圧注水を可能とするために，自主対策設備として，消火系による原子炉注水手順を整備する。

消火系による原子炉注水設備は，残留熱除去系（低圧注水系及び原子



炉停止時冷却系），低圧炉心スプレイ系，低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）とは異なる淡水タンク（多目的タンク及びろ過水貯蔵タンク）を水源とし，ディーゼル駆動消火ポンプ又は電動駆動消火ポンプにて原子炉圧力容器へ注水する設計とする。消火系による原子炉注水設備は，耐震Ｓクラス設計ではなく  $S_s$  機能維持を担保できないが，使用可能であれば，原子炉へ注水する手段として有効である。

#### (9) 補給水系による原子炉注水

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプが機能喪失し，残留熱除去系注入ライン（Ｃ）又は低圧炉心スプレイ系注入ラインの機能が喪失した場合においても低圧注水可能とするために，自主対策設備として，補給水系による原子炉注水手順を整備する。

補給水系による原子炉注水設備は，残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系），低圧炉心スプレイ系，低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）とは異なる復水貯蔵タンクを水源とし，復水移送ポンプを用い，復水移送系，消火系及び残留熱除去系（Ｂ）配管を介して原子炉圧力容器へ注水する設計とする。補給水系による原子炉注水設備は，耐震Ｓクラス設計ではなく  $S_s$  機能維持を担保できないが，使用可能であれば，原子炉へ注水する手段として有効である。

また，技術的能力審査基準への適合のため，復旧手段として以下を整備する。

#### (10) 復旧手段



設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失により起動できない場合には、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置を用い給電することで、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系を復旧する手順を整備する。

なお、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。また、炉心の著しい損傷防止のための残留熱除去系（低圧注水系）復旧の手順については、「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「1.4 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手順等」の以下の項目で示す。

(1) 原子炉運転中における対応手順

① 「1.4.2 重大事故等発生時の手順 1.4.2.2 (2) a. (a) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水」

② 「1.4.2 重大事故等発生時の手順 1.4.2.2 (2) a. (b) 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水」

(2) 原子炉停止中における対応手順

① 「1.4.2 重大事故等発生時の手順 1.4.2.3 (2) a. (a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱」

また、技術的能力審査基準への適合のため、代替淡水貯槽又は複数の淡水源（高所淡水池、北側淡水池）の淡水が枯渇した場合の海水の利用手段として、以下を整備する。



#### (11) 低圧代替注水系の海水の利用

低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）の水源である代替淡水貯槽又は複数の淡水源（高所淡水池，北側淡水池）の淡水が枯渇した場合は，防潮堤内側の取水箇所（S A用海水ピット）から，可搬型代替注水大型ポンプを用いて補給が可能な設計とする。なお，水源については，「3.13重大事故等の収束に必要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。また，低圧代替注水系の海水の利用手順については，「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「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」の以下の項目で示す。

「1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順（1）代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順 c. 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給」

また，溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応設備として，以下を整備する。

#### (12) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉压力容器内に溶融炉心が残存する場合には，低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプにて，代替淡水貯槽を水源として原子炉压力容器に注水することにより残存溶融炉心を冷却する。

なお，使用する設備については，「（2）低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水」と同じである。



(13) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合には，低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプにて，代替淡水貯槽を水源として原子炉圧力容器に注水することにより残存溶融炉心を冷却する。

なお，使用する設備については，「（1）低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水」と同じである。

(14) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合には，代替循環冷却系ポンプにて，サプレッション・プール水を原子炉圧力容器に注水することにより，残存溶融炉心を冷却する。使用する設備については，「(7) 代替循環冷却系を用いた代替低圧注水」と同じである。

また，溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の自主対策設備として，以下を整備する。

(15) 消火系による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合，消火系のディーゼル駆動消火ポンプ又は電動駆動消火ポンプにて，ろ過水タンク及び多目的タンクの水を原子炉圧力容器に注水することにより残存溶融炉心を冷却する。消火系による残存溶融炉心の冷却設備は，耐震Sクラス設計ではなく  $S_s$  機能維持を担保できない



が、使用可能であれば、残存溶融炉心を冷却する手段として有効である。

なお、使用する設備については、「(8) 消火系を用いた代替低圧注水」と同じである。

#### (16) 補給水系による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合、補給水系の復水移送ポンプにて、復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に注水することにより残存溶融炉心を冷却する。

補給水系による残存溶融炉心の冷却設備は、耐震Sクラス設計ではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、使用可能であれば、残存溶融炉心を冷却する手段として有効である。

なお、使用する設備については、「(9) 補給水系を用いた代替低圧注水」と同じである。



### 3.4.2 重大事故防止設備

#### 3.4.2.1 低圧代替注水系（常設）

##### 3.4.2.1.1 設備概要

低圧代替注水系（常設）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系の有する原子炉の冷却機能が喪失した場合に、この機能を代替し、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、原子炉を冷却することを目的として設置するものである。

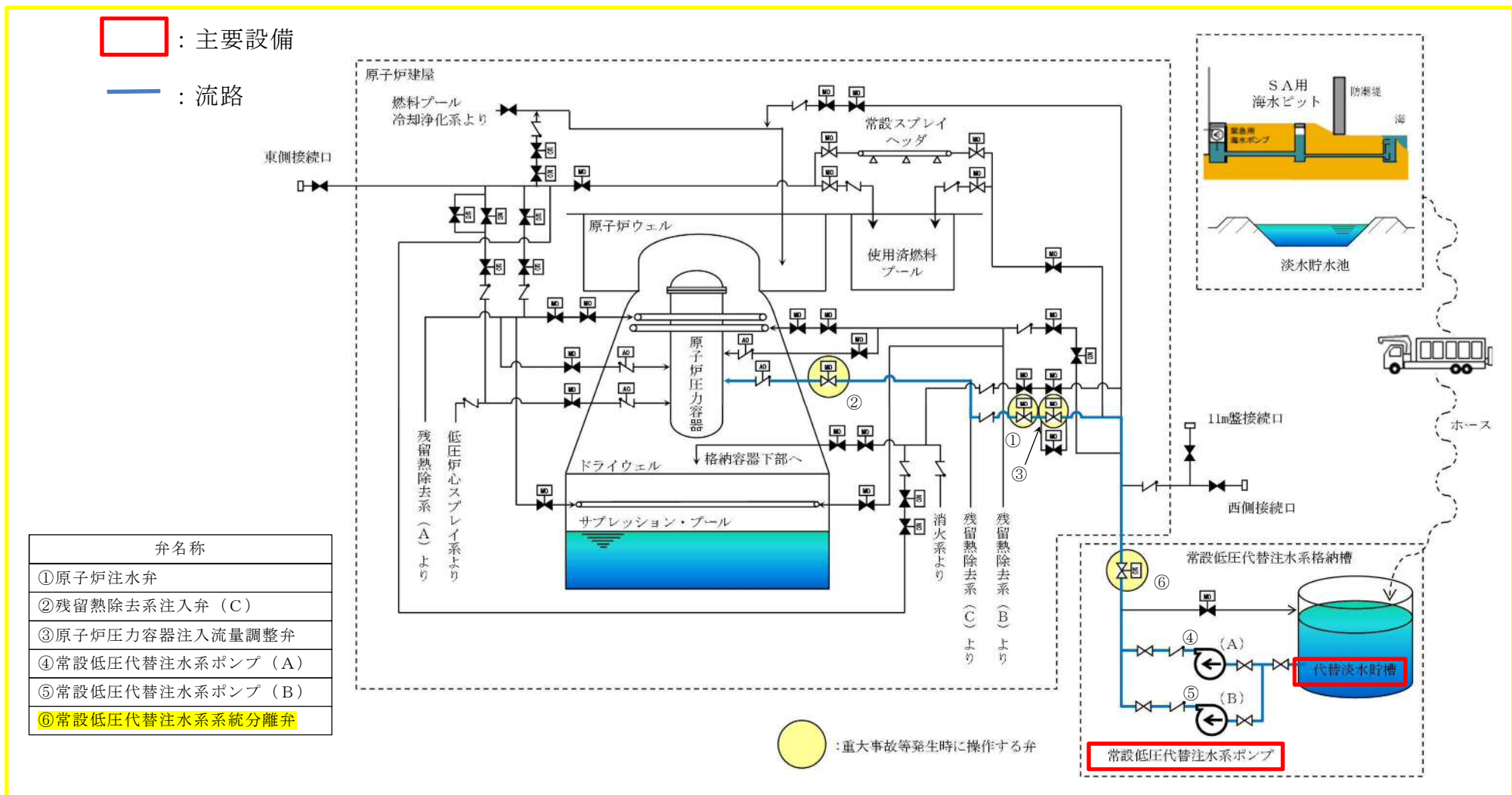
低圧代替注水系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプ、電源設備である常設代替交流電源設備、水源である代替淡水貯槽、流路である低圧代替注水系配管・弁、残留熱除去系（C）配管・弁、注水先である原子炉圧力容器等から構成される。

重大事故等時においては、代替淡水貯槽を水源とし、常設低圧代替注水系ポンプ2個の起動及び系統構成（電動弁操作）を中央制御室のスイッチ操作により行い、残留熱除去系（C）配管を経由して原子炉圧力容器へ注水することで原子炉を冷却する設計とする。

低圧代替注水系（常設）に属する重大事故等対処設備を第3.4-1表に、系統全体の概要図を第3.4-1図に示す。

常設低圧代替注水系ポンプの電源は、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受電できる設計とする。





第 3. 4-1 図 低圧代替注水系（常設）系統概略図



第 3.4-1 表 低圧代替注水系（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		常設低圧代替注水系ポンプ【常設】 代替淡水貯槽【常設】*1
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	低圧代替注水系配管・弁【常設】 残留熱除去系（C）配管・弁【常設】
	注水先	原子炉圧力容器【常設】
	電源設備*2 （燃料補給設備含む）	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*3	原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（S A 広帯域）【常設】 原子炉水位（S A 燃料域）【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（S A）【常設】 低圧代替注水系原子炉注水流量【常設】 代替淡水貯槽水位【常設】 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力【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。



#### 3.4.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

##### (1) 常設低圧代替注水系ポンプ

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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

種 類	: うず巻形
容 量	: 約200m <sup>3</sup> ／h／個
全 揚 程	: 約200m
最高使用圧力	: 3.14MPa[gage]
最高使用温度	: 66℃
個 数	: 2
取 付 箇 所	: 常設低圧代替注水系格納槽内
電 動 機 出 力	: 約190kW／個

##### (2) 代替淡水貯槽

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



- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・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
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

個 数 : 1

容 量 : 約5,000m<sup>3</sup>

種 類 : ライニング槽

取 付 箇 所 : 常設低圧代替注水系格納槽内



#### 3.4.2.1.3 低圧代替注水系（常設）の多様性、独立性及び位置的分散

低圧代替注水系（常設）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、第3.4-2表で示すとおり多様性の確保及び位置的分散を図る設計とする。

低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内に設置する残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプと位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプの電源については、屋外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される設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの電源（非常用ディーゼル発電機）に対し多様性及び位置的分散を図る設計とする。また、原子炉建屋原子炉棟内に設置する残留熱除去系熱交換器及び屋外に設置する残留熱除去系海水ポンプについても、常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプのサポート系として、冷却水は不要（自然冷却）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ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの冷却水（残留熱除去系海水系）と同時に機能喪失しない多様性を持たせた設計とする。

水源については、常設低圧代替注水系格納槽内に設置する代替淡水貯槽を使用することで、設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ及び低



圧炉心スプレイ系ポンプの水源である，原子炉建屋原子炉棟内のサブレーション・プールに対し多様性及び位置的分散を図る設計とする。

電動弁については，駆動部の手動ハンドルにて手動操作も可能な設計とすることで，電動駆動に対し多様性を持たせた設計とする。

また，低圧代替注水系（常設）は，第3.4-3表 で示すとおり，地震，津波，火災及び溢水による共通要因故障を防止するために，独立性を確保する設計とする。

流路を構成する配管等の静的機器については，残留熱除去系注入弁及び残留熱除去系注入ライン（原子炉から低圧代替注水系につながる配管との分岐まで）を除く範囲で，独立性を確保する設計とする。



第 3.4-2 表 多様性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備		重大事故防止設備
	低圧炉心 スプレイ系	残留熱除去系 (低圧注水系及び原 子炉停止時冷却系)	低圧代替注水系 (常設)
ポンプ	低圧炉心 スプレイ系ポンプ	残留熱除去系 ポンプ	常設低圧代替注水系 ポンプ
	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階		常設低圧代替注水系 格納槽
水源	サプレッション・プール		代替淡水貯槽
	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階		常設低圧代替注水系 格納槽
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	残留熱除去系海水系		不要（自然冷却）
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
	原子炉建屋付属棟地下 1 階		屋外



第 3. 4-3 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
		低圧炉心 スプレイ系	残留熱除去系（低圧 注水系及び原子炉停 止時冷却系）	低圧代替注水系（常設）
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（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系は耐震 S クラス設計とし、重大事故防止設備である低圧代替注水系（常設）は基準地震動 $S_s$ で機能維持できる設計とすることで、地震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である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系は防潮堤及び浸水防止設備の設置により、重大事故防止設備である低圧代替注水系（常設）は、防潮堤及び浸水防止設備の設置に加え、水密構造の地下格納槽に設置することで、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（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系と、重大事故防止設備である低圧代替注水系（常設）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 重大事故等対処設備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（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系と、重大事故防止設備である低圧代替注水系（常設）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 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。		



#### 3.4.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

##### 3.4.2.1.4.1 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（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。

低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは，常設低圧代替注水系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，常設低圧代替注水系格納槽内の環境条件を考慮し，第3.4-4表に示す設計とする。

(47-3-4)



第 3.4-4 表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である常設低圧代替注水系格納槽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	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。原子炉圧力容器への注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮した設計とする。
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。）
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	常設低圧代替注水系格納槽内に設置するため，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。

低圧代替注水系（常設）の運転に必要なポンプ及び弁を第3.4-5表に示す。

低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用し原子炉の冷却を行う系統は、中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とすることで、重大事故等時の操作が確実にできる設計とする。

低圧代替注水系（常設）を運転する場合は、中央制御室からのスイッチ操作で常設低圧代替注水系ポンプを起動し、代替淡水貯槽への循環運転状態とする。その後、中央制御室からのスイッチ操作で、常設低圧代替注水系系統分離弁、原子炉注水弁、原子炉圧力容器注水流量調整弁及び残留熱除去系注入弁（C）を開とし原子炉への注水を行う設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプの起動・停止及び運転状態並びに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、運転員等の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。操作スイッチは、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. 4-5 表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
常設低圧代替注水系ポンプ（Ａ）	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
常設低圧代替注水系ポンプ（Ｂ）	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
原子炉注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
原子炉圧力容器注水流量調整弁	弁閉→調整	スイッチ操作	中央制御室
残留熱除去系注入弁（Ｃ）	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
常設低圧代替注水系系統分離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室



(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 操作性及び試験・検査性について」に示す。

低圧代替注水系（常設）の試験・検査を第3.4-6表に示す。

低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、他系統と独立した試験系統により、原子炉運転中に機能・性能検査、弁動作確認を、また、原子炉停止中に機能・性能検査、弁動作確認及び分解検査を実施可能な設計とする。

低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、原子炉停止中に、分解検査として、ケーシングカバーを取り外して、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、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する。また、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、低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、吐出配管にテストラインを設け、原子炉運転中または原子炉停止中に、機能・性能検査として、代替淡水貯槽を水源とした循環運転を行うことで、



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の確認が可能な設計とする。

第 3.4-6 表 低圧代替注水系（常設）の試験・検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認，外観の確認
	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

(47-5-2, 3)



(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」に示す。

低圧代替注水系（常設）は本来の用途以外に使用しない。重大事故等時には、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（C）配管の一部を使用するが、残留熱除去系（C）については、重大事故等に対処するための系統構成は必要としない。

(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。

低圧代替注水系（常設）と残留熱除去系（C）との隔離弁については第3.4-7表に示す。



低圧代替注水系（常設）は、通常待機時は、原子炉注水弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を閉止しておくことで、残留熱除去系（C）と隔離する系統構成とし、取合系統である残留熱除去系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。また、低圧代替注水系を用いる場合は、弁操作によって、通常時の系統構成から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。

(47-4-2)

第 3.4-7 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（C）	原子炉注水弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉
残留熱除去系（C）	原子炉圧力容器注水流量調整弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉

(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。

低圧代替注水系（常設）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3.4-8表に示す。



常設低圧代替注水系ポンプ，常設低圧代替注水系系統分離弁，原子炉注水弁，原子炉圧力容器注水流量調整弁及び残留熱除去系注入弁（C）は，原子炉建屋原子炉棟又は常設低圧代替注水系格納槽内に設置されており，中央制御室からの遠隔操作が可能な設計とすることで，操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ない設計とする。

（47-3-4～7）



第 3.4-8 表 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
常設低圧代替注水系ポンプ（A）	常設低圧代替注水系格納槽内	中央制御室
常設低圧代替注水系ポンプ（B）	常設低圧代替注水系格納槽内	中央制御室
原子炉注水弁	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室
原子炉圧力容器注水流量調整弁	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室
残留熱除去系注入弁（C）	原子炉建屋原子炉棟3階	中央制御室
常設低圧代替注水系系統分離弁	常設低圧代替注水系格納槽内	中央制御室



#### 3.4.2.1.4.2 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、「2.3.3 容量等」に示す。

低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、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原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水量を有する設計とする。

注水量としては、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、低圧代替注水系（常設）を用いる、高圧・低圧注水機能喪失、崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合、残留熱除去系が故障した場合）、LOCA時注水機能喪失、格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）及び全交流動力電源喪失（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故）に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において、有効性が確認されている原子炉への注水流量が、最大 $378\text{m}^3/\text{h}$ であることから、ポンプ1個当たり約 $200\text{m}^3/\text{h}$ で注水可能なポンプを2個使用し、約 $400\text{m}^3/\text{h}$ で注水可能な設計とする。

また、低圧代替注水系（常設）は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）又は格納容器下部注水系と同時に使用する可能性があるため、代替



格納容器スプレイ冷却系（常設）と同時に使用する場合は原子炉への最大注水量 $230\text{m}^3/\text{h}$ 又は格納容器下部注水系と同時に使用する場合は原子炉への最大注水量（崩壊熱相当の注水量）を確保可能な設計とする。

原子炉圧力容器に注水する場合の常設低圧代替注水系ポンプの全揚程は、上記注水量で注水を実施する場合の圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（原子炉圧力容器）の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損）を考慮し、約 $200\text{m}$ の全揚程を確保可能な設計とする。

なお、代替淡水貯槽の容量の説明は、「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。

(47-6-2～5, 10～14)

## (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、低圧代替注水系（常設）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

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。

低圧代替注水系（常設）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系に対し、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。なお、詳細については3.4.2.1.3項に示す。



### 3.4.2.2 低圧代替注水系（可搬型）

#### 3.4.2.2.1 設備概要

低圧代替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの有する原子炉の冷却機能が喪失した場合に、この機能を代替し、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、原子炉を冷却することを目的として設置するものである。

低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水大型ポンプ、水源である代替淡水貯槽、流路である低圧代替注水系配管・弁、低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ、残留熱除去系（C）配管・弁、ホース、燃料設備である可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ、注水先である原子炉圧力容器等から構成される。

重大事故等時においては、代替淡水貯槽を水源として、可搬型代替注水大型ポンプから接続口まで仮設ホースを接続し注水することにより原子炉を冷却する設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）に属する重大事故等対処設備を第3.4-9表に、系統全体の概要図を第3.4-3図に示す。

可搬型代替注水大型ポンプはディーゼルエンジンにて駆動し、付属する操作スイッチにより起動できる設計とする。燃料は可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリを用いて給油できる設計とする。

また、防潮堤内側の取水箇所（SA用海水ピット、高所淡水池、北側淡水池）から取水可能な設計とする。なお、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」で示す。

可搬型代替注水大型ポンプを使用する際に接続する接続口は、共通要因により接続することができなくなることを防止するため、原子炉建屋の異なる面（原子炉建屋東側及び西側）の隣接しない位置及び常設代替高圧電源装置



置場内（11m盤）に設置することで位置的分散を図る設計とする。

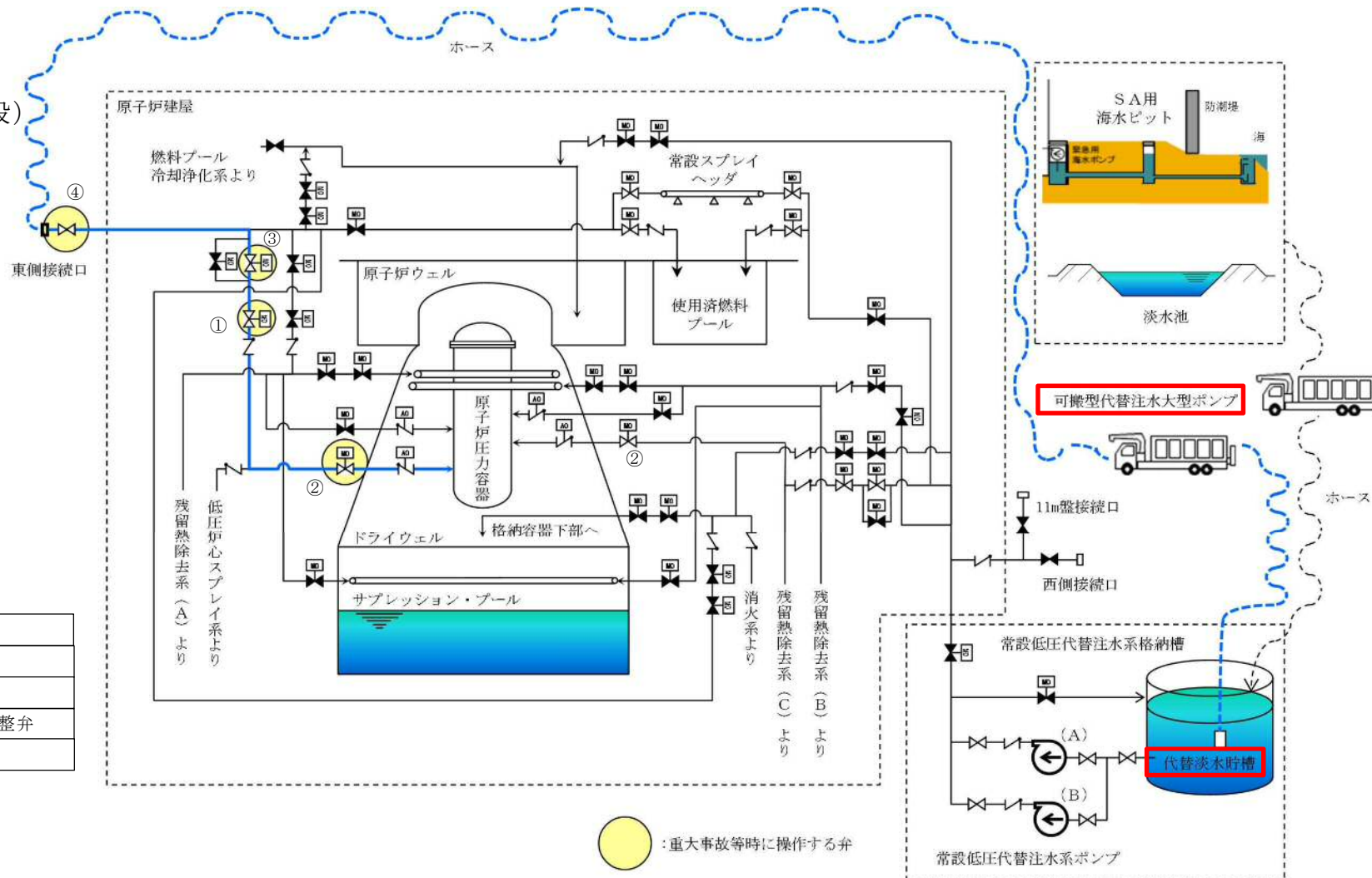


□ : 主要設備

— : 流路 (恒設)

- - - : ホース

弁名称
①原子炉注水弁 (LPCS)
②低圧炉心スプレイ系注入弁
③原子炉圧力容器注入流量調整弁
④東側接続口の弁



第 3.4-3 図 低圧代替注水系 (可搬型) 系統概要図 (1/3: 東側接続口使用時)

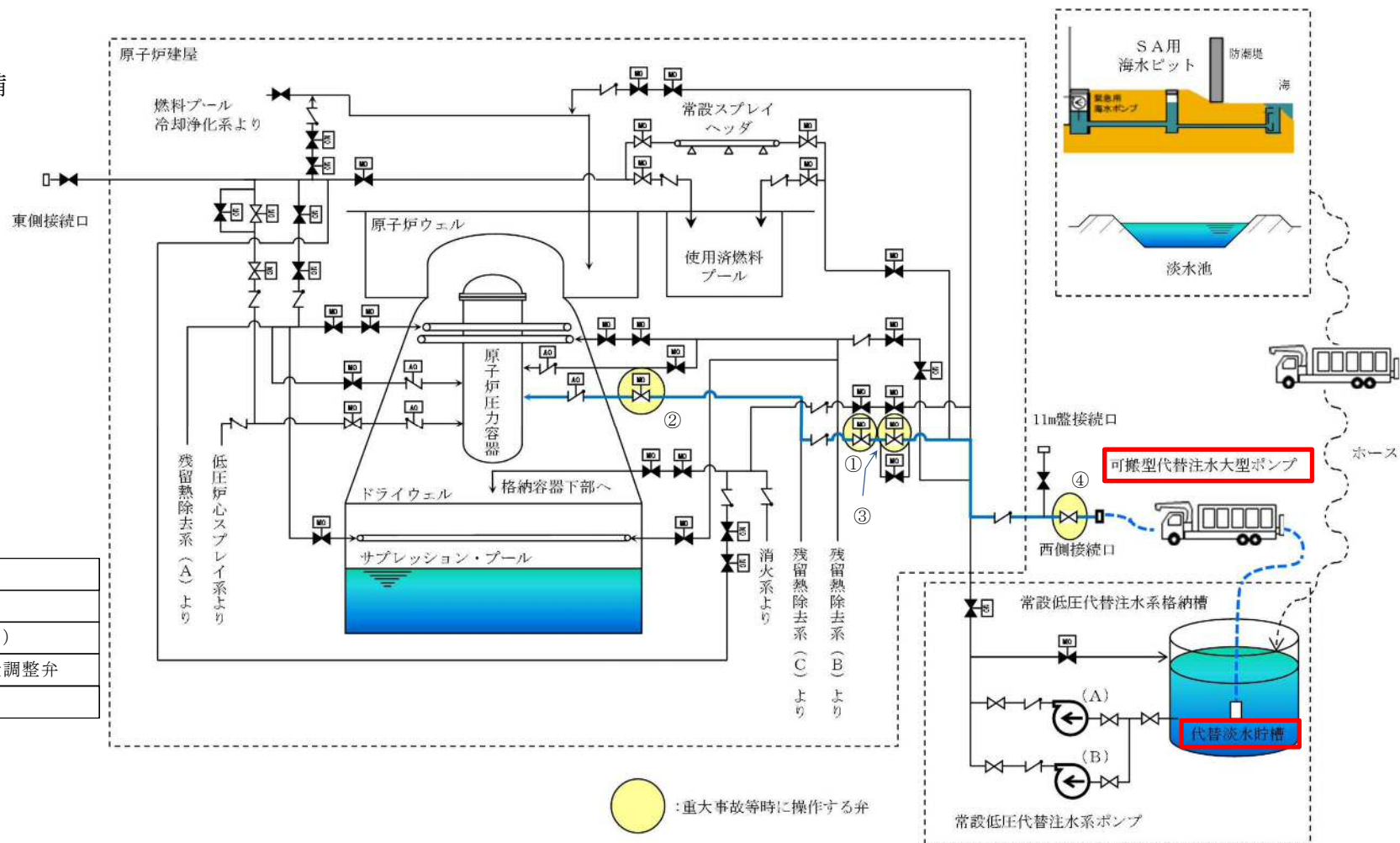


□ : 主要設備

— : 流路

- - - : ホース

弁名称
①原子炉注水弁
②残留熱除去系注入弁 (C)
③原子炉圧力容器注入流量調整弁
④西側接続口の弁



第 3.4-3 図 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図（2／3：西側接続口使用時）

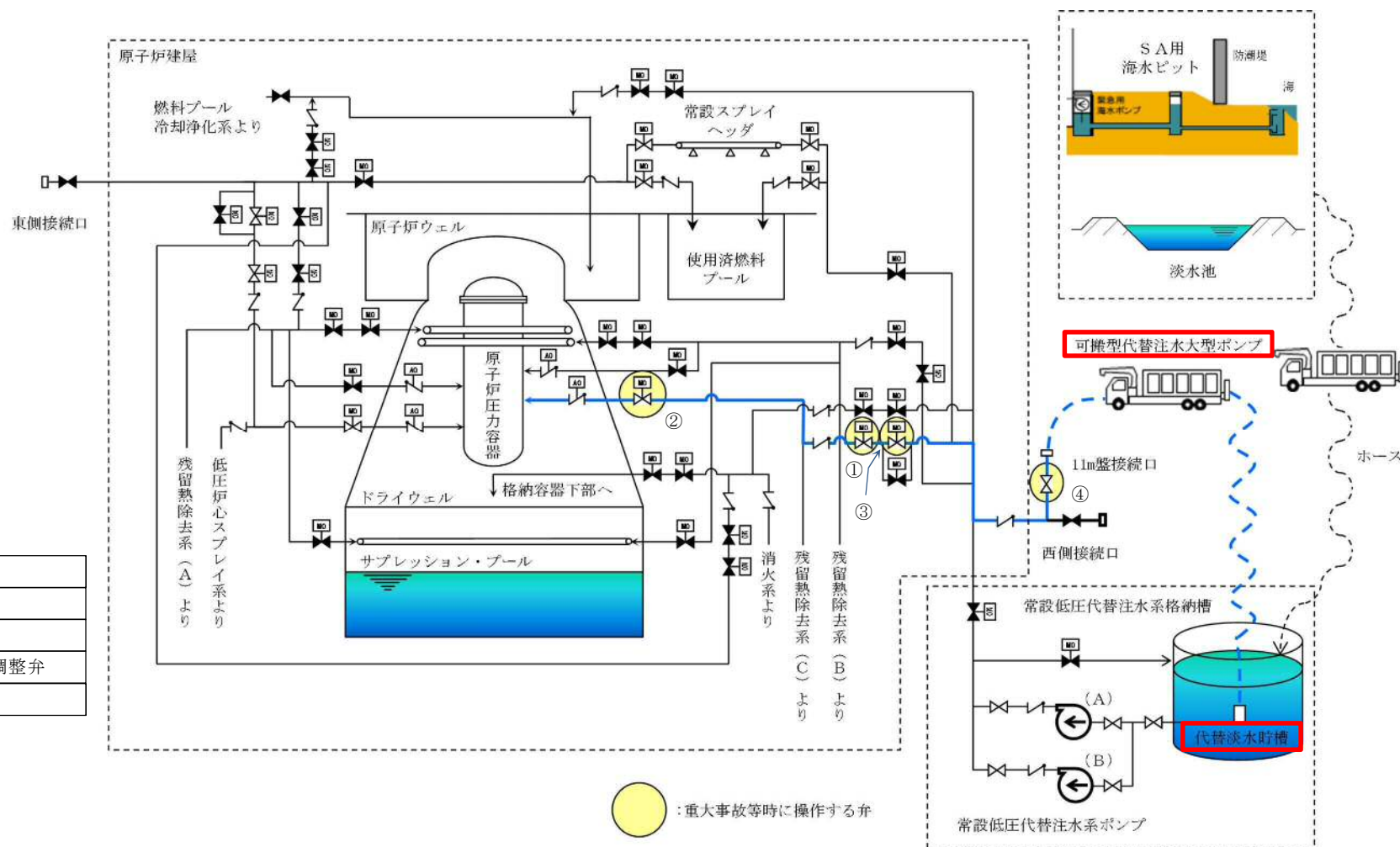


: 主要設備

— : 流路

- - - : ホース

弁名称
①原子炉注水弁
②残留熱除去系注入弁 (C)
③原子炉圧力容器注入流量調整弁
④11m 盤接続口の弁



第 3.4-3 図 低圧代替注水系 (可搬型) 系統概要図 (3/3 : 11m 盤接続口使用時)



第 3.4-9 表 低圧代替注水系（可搬型）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		可搬型代替注水大型ポンプ【可搬】 代替淡水貯槽【常設】*1
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	低圧代替注水系配管・弁【常設】 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ【常設】 残留熱除去系（C）配管・弁【常設】 ホース【可搬】
	注水先	原子炉圧力容器【常設】
	電源設備*2 （燃料補給設備含む）	可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
	計装設備*3	原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（S A 広帯域）【常設】 原子炉水位（S A 燃料域）【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（S A）【常設】 低圧代替注水系原子炉注水流量【常設】 代替淡水貯槽水位【常設】

\*1 水源については「3.13重大事故等の収束に必要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。



### 3.4.2.2.2 主要設備の仕様

#### (1) 可搬型代替注水大型ポンプ

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
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・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
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

種 類	: うず巻形
容 量	: 約1,320m <sup>3</sup> /h/個
全 揚 程	: 約140m
最高使用圧力	: 1.4MPa[gage]
最高使用温度	: 60℃
原 動 機 出 力	: 847kW/個
個 数	: 4(予備2 <sup>*1</sup> )
設 置 場 所	: 屋外
保 管 場 所	: 西側，南側保管場所及び予備機置場

\* 1 「可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）」と兼用



## (2) 代替淡水貯槽

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
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 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
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

個 数 : 1

容 量 : 約5,000m<sup>3</sup>

種 類 : ライニング槽

取 付 箇 所 : 常設低圧代替注水系格納槽内



#### 3.4.2.2.3 低圧代替注水系（可搬型）の多様性及び独立性，位置的分散

低圧代替注水系（可搬型）は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，第3.4-10表で示すとおり，多様性を有し位置的分散を図る設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，西側及び南側保管場所に保管することで，原子炉建屋原子炉棟内に設置する残留熱除去系ポンプ，低圧炉心スプレイ系ポンプ及び低圧代替注水系格納槽内に設置する常設低圧代替注水系ポンプと位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの冷却水は自己冷却とすることで，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ，低圧炉心スプレイ系ポンプの冷却水（残留熱除去系海水系）及び冷却水が不要である常設低圧代替注水系ポンプに対し多様性を有する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの駆動源はディーゼルエンジン駆動とすることで，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの電源（非常用ディーゼル発電機）及び常設低圧代替注水系ポンプの電源である常設代替交流電源設備の常設代替高圧電源装置に対し多様性を有する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの水源は，常設低圧代替注水系格納槽内に設置する代替淡水貯槽を使用することで，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの水源である，原子炉建屋原子炉棟内のサプレッション・プールに対し，多様性を有し位置的分散を図る設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）は，第3.4-11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、低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、故障時及び保守点検時の予備となる予備機を有する設計とする。

第 3.4-10 表 多様性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備		重大事故防止設備	
	低圧炉心 スプレイ系	残留熱除去系 （低圧注水系及 び原子炉停止時 冷却系）	低圧代替注水系 （常設）	低圧代替注水系 （可搬型）
ポンプ	低圧炉心スプレ イ系ポンプ	残留熱除去系 ポンプ	常設低圧代替 注水系ポンプ	可搬型代替注水 大型ポンプ
	原子炉建屋原子炉棟 地下 2 階		常設低圧代替注水 系格納槽内	西側及び南側 保管場所
水源	サプレッション・プール		代替淡水貯槽	代替淡水貯槽
	原子炉建屋原子炉棟		常設低圧代替 注水系格納槽内	常設低圧代替 注水系格納槽内
駆動用空気	不要		不要	不要
潤滑油	不要（内包油）		不要（内包油）	不要（内包油）
冷却水	残留熱除去系海水系		不要（自然冷却）	自己冷却
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	不要 （ディーゼルエ ンジン）
	原子炉建屋付属棟地下 1 階		屋外	西側及び南側 保管場所



第 3.4-11 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 (低圧注水系及び原子炉停止時冷却系)	低圧炉心 スプレイ系	低圧代替注水系 (可搬型)
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（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系は耐震 S クラス設計とし、重大事故防止設備である低圧代替注水系（可搬型）は、基準地震動 $S_s$ で機能維持できる設計とすることで、地震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である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）は防潮堤及び浸水防護設備の設置により、重大事故防止設備である低圧代替注水系（可搬型）は、防潮堤及び浸水防護設備の設置に加え、高台の可搬型設備保管場所への配備により、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（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系と、重大事故防止設備である低圧代替注水系（可搬型）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（「共-7 重大事故等対処設備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（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系と、重大事故防止設備である低圧代替注水系（可搬型）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。（「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す。）		



#### 3.4.2.2.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

##### 3.4.2.2.4.1 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

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプで想定する環境条件を第3.4-12表に示す。

可搬型代替注水大型ポンプは、西側及び南側保管場所に保管し、重大事故等時に、水源である代替淡水貯槽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。

可搬型代替注水大型ポンプの操作は、可搬型代替注水大型ポンプ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可搬型代替注水大型ポンプを使用し、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 3.4-12 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	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。原子炉圧力容器への注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮した設計とする。
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。

低圧代替注水系（可搬型）の操作に必要なポンプ、弁及びホースを第3.4-13表に示す。

低圧代替注水系（可搬型）を運転する場合は、可搬型代替注水大型ポンプを、水源である代替淡水貯槽近傍に配置するとともにホース接続を実施し、系統構成として、残留熱除去系注入弁（C）（又は低圧炉心スプレイ系注入弁）、原子炉注水弁（又は原子炉注水弁（L P C S））及び原子炉压力容器注水流量調整弁の開操作を実施した後、原子炉建屋東側又は西側接続口（又は11m盤接続口）の弁を開とし、可搬型代替注水大型ポンプ付属の操作スイッチによりポンプを起動することで原子炉注水を行う。

原子炉建屋東側、西側及び11m盤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。

可搬型代替注水大型ポンプ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、可搬型代替注水大型ポンプは、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。可搬型代替注水大型ポンプ使用時の移動、設置、起動操作及び系統構成に必要な弁操作については、中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とすることで、重大事故等時の操作が確実にできる設計とする。

第 3.4-13 表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
可搬型代替注水大型ポンプ	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，西側又は 11m盤)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口近傍
原子炉注水弁又は原子炉注水 弁 (L P C S)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
原子炉圧力容器注水流量調整 弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
残留熱除去系注入弁 (C) 又 は低圧炉心スプレイ系注入弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
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。

低圧代替注水系（可搬型）の試験・検査を第3.4-14表に示す。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、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、淡水池を水源とし、可搬型代替注水大型ポンプ、仮設圧力計・流量計、ホースの系統構成で循環運転を実施することにより、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。ポンプ及び弁については、機能・性能検査等に合わせて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、原子炉運転中又は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。



可搬型代替注水大型ポンプは、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3.4-14表 低圧代替注水系（可搬型）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	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁・ホースの漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両の走行確認

(47-5-4)



(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。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、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。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、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。



可搬型代替注水大型ポンプによる注水は、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。

可搬型代替注水大型ポンプは、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、可搬型代替注水大型ポンプは、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。

低圧代替注水系（可搬型）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3.4-15表に示す。このうち、屋外で操作する可搬型代替注水大型ポンプ、原子炉建屋東側及び西側接続口の弁、11m盤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、可搬型代替注水大型ポンプ等の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。

第 3.4-15 表 操作対象機器

機器名称	設置場所	操作場所
可搬型代替注水大型ポンプ	屋外設置場所	屋外設置場所
接続口の弁 (原子炉建屋東側、西側又は11m盤)	屋外接続口近傍	屋外接続口近傍
原子炉注水弁又は原子炉注水弁 (L P C S)	原子炉建屋原子炉棟	中央制御室
原子炉圧力容器注水流量調整弁	原子炉建屋原子炉棟	中央制御室
低圧炉心スプレイ系注入弁 又は残留熱除去系注入弁 (C)	原子炉建屋原子炉棟	中央制御室
ホース	屋外	屋外



#### 3.4.2.2.4.2 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。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する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注水量を有する設計とする。

注水量としては、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、低圧代替注水系（可搬型）を用いる、全交流動力電源喪失（長期T B）に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において、有効性が確認されている原子炉への注水流量が、最大 $110\text{m}^3/\text{h}$ であることから、ポンプ1個あたり $1,320\text{m}^3/\text{h}$ 以上を注水可能な設計とし、1個使用する設計とする。

全交流動力電源喪失時には、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水と、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイを同時に実施することになるため、この場合の流量の組み合わせとして、原子炉注水が崩壊熱相当の流量（ $50\text{m}^3/\text{h}$ 以下）、格納容器スプレイ $130\text{m}^3/\text{h}$ を注水可能な設計とする。

全揚程としては、有効性が確認されている原子炉への注水流量におけ



る圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（原子炉圧力容器）の圧力差，静水頭，機器圧損，配管・ホース及び弁類圧損）を考慮し，約140mの全揚程を確保可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは，重大事故等時において注水等に必要な容量を有するものを1個と，水の移送に必要な容量を有するものを1個を同時に使用するために，1セット2個使用する。保有数は2セットで4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2個の合計6個を保管する。但し，予備については，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と兼用する。

(47-6-6～14)

## (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。



低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプ側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。また、原子炉建屋東側接続口，西側接続口及び11m盤接続口の口径を統一し，確実に接続できる設計とする。

(47-7-2)

(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。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプの接続箇所である接続口は，重大事故等時の環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため，原子炉建屋の異なる面の隣接しない位置への設置として，原子炉建屋東側に1箇所，原子炉建屋西側に1箇所設置し，合計2箇所を設置することで，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設計とす



る。。また、津波の影響を考慮し、11m盤の常設代替高圧電源装置置場内に接続口を1箇所設置し、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設計とする。

(47-7-2)

(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。

屋外で操作する可搬型代替注水大型ポンプ、原子炉建屋東側及び西側接続口の弁、11m盤接続口の弁、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、可搬型代替注水大型ポンプの設置及び常設設備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。

(47-7-2)

(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。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，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，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプ並びに重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプの配置その他の条件を考慮し，常設低圧代替注水系ポンプが設置される常設低圧代替注水系格納槽と異なる，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。

(47-8-1, 2)



(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。

低圧代替注水系（可搬）の可搬型代替注水大型ポンプは、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。

(47-9-1～4)



(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。

低圧代替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系と常設重大事故防止設備の低圧代替注水系（常設）に対し、多様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、3.4.2.2.3 項に記載のとおりである。



### 3.4.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

#### 3.4.3.1 残留熱除去系（低圧注水系）

##### 3.4.3.1.1 設備概要

残留熱除去系（低圧注水系）は、非常用炉心冷却系の1つである。非常用炉心冷却系は、冷却材喪失事故時に燃料被覆管の重大な損傷を防止し、ジルコニウム-水反応を極力抑え、崩壊熱を長期にわたって除去する機能を持ち、残留熱除去系（低圧注水系）、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び自動減圧系で構成する。

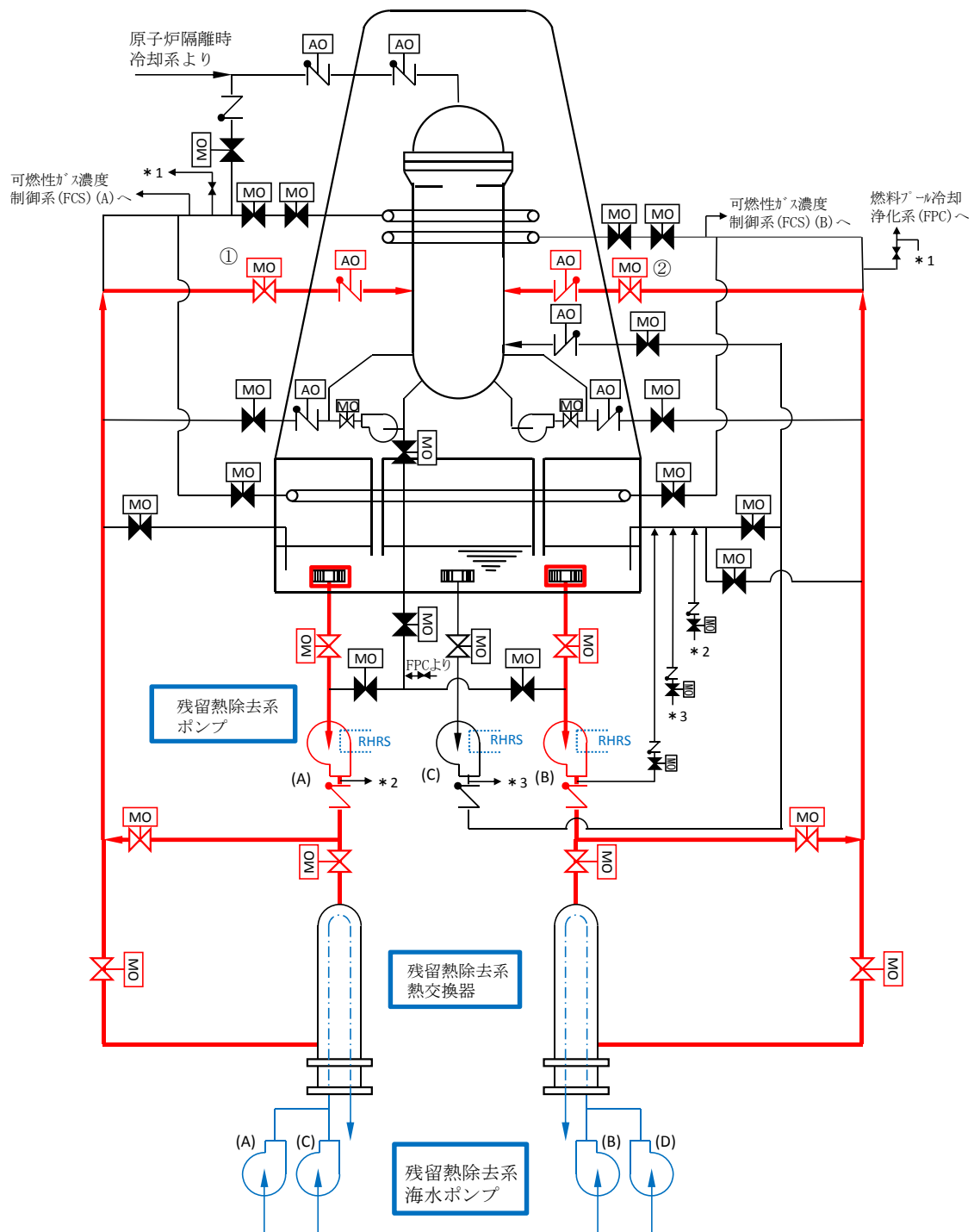
本系統は、電動ポンプ3個、熱交換器2基、配管・弁等からなり、冷却材喪失事故時には、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び自動減圧系と連携して、炉心を冷却する機能を有する。

本系統は、3個の残留熱除去系ポンプで構成し、原子炉水位低又はドライウェル圧力高の信号で作動を開始し、サプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器内（炉心シュラウド内）に注水し、炉心を冷却する。

本系統の系統概要図を第3.4-5図に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を第3.4-16表に示す。

本系統は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が健全であれば、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。また、残留熱除去系（低圧注水系）は、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機からの給電に加え、代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により復旧し、重大事故等時に使用できる設計とする。





弁名称
① 残留熱除去系注入弁 (A)
② 残留熱除去系注入弁 (B)

□ : 主要設備

— : 流路 (A系及びB系使用時)

第 3.4-5 図 残留熱除去系 (低圧注水系) 系統概要図



第 3.4-16 表 残留熱除去系（低圧注水系）に関する

重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分		設備名
主要設備		残留熱除去系ポンプ【常設】 残留熱除去系海水ポンプ【常設】* <sup>1</sup> 残留熱除去系熱交換器【常設】 サプレッション・プール【常設】* <sup>2</sup>
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ【常設】
	注水先	原子炉圧力容器【常設】
	電源設備* <sup>3</sup> （燃料補給設備含む）	非常用交流電源設備 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* <sup>4</sup>	原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（S A 広帯域）【常設】 原子炉水位（S A 燃料域）【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（S A）【常設】 残留熱除去系系統流量【常設】 サプレッション・プール水位【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力【常設】

- \*1：残留熱除去系海水系設備については、「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（設置許可基準規則第48条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- \*2：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。
- \*3：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。
- \*4：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。



#### 3.4.3.1.2 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

容 量 : 約 $1,690\text{m}^3/\text{h}$  (1個当たり)

全 揚 程 : 約85m

個 数 : 3

取 付 箇 所 : 原子炉建屋原子炉棟地下2階

##### (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 :  $19.4 \times 10^3 \text{kW}$  (1基当たり)

取 付 箇 所 : 原子炉建屋原子炉棟地下2階



(3) 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

(4) サプレッション・プール

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高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・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
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

個 数 : 1

容 量 : 約3,400m<sup>3</sup>



#### 3.4.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

残留熱除去系（低圧注水系）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である常設代替高圧電源装置からの給電により残留熱除去系（低圧注水系）を復旧させる場合については、残留熱除去系（低圧注水系）は、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の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（低圧注水系）に対して、駆動電源の多様性を有する設計とする。なお、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置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**同じ**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（低圧注水系）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。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能及び残留熱除去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容量が、原子炉を冷却し、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原子炉注水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（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水として使用する水源のサプレッション・プールは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備の水源と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、原子炉を冷却し、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原子炉注水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3.4-17表 に示す設計である。



第 3.4-17 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	海水を通水しない。
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）。
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	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（低圧注水系）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とする。また，残留熱除去系ポンプは，テストラインにより原子炉の運転中に機能・性能検査が可能な設計である。残留熱除去系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を実施可能な設計とする。

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。



### 3.4.3.2 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）

#### 3.4.3.2.1 設備概要

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は、（A）（B）の2ループから構成され、熱交換器2基、電動ポンプ2個、配管・弁等からなり、原子炉停止後、炉心崩壊熱及び原子炉圧力容器、配管、冷却材中の残留熱を除去して、原子炉の除熱を行うためのものである。

炉心崩壊熱及び残留熱は、原子炉停止後には復水器等により冷却され、冷却材温度が十分下がった後は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）によって除熱される。

本システムの系統概要図を第3.4-6図に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を第3.4-18表に示す。

本システムは設計基準事故対処設備であるとともに、想定される重大事故等時においてその機能が健全であれば、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機からの給電に加えて、代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により復旧し、重大事故等時に使用できる設計とする。







第 3.4-18 表 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に関する  
重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分		設備名
主要設備		残留熱除去系ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 残留熱除去系海水ポンプ【常設】*1
関連設備	付属設備	—
	水源	原子炉圧力容器【常設】
	流路	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ【常設】 再循環系配管【常設】
	注水先	原子炉圧力容器【常設】
	付属設備	—
	電源設備*2 （燃料補給設備含む）	非常用交流電源設備 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】
関連設備	計装設備*3	残留熱除去系系統流量【常設】 残留熱除去系熱交換器入口温度【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度【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】 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】

- \*1：残留熱除去系海水系設備については、「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（設置許可基準規則第48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。



### 3.4.3.2.2 主要設備の仕様

主要設備の機器仕様を以下に示す。

#### (1) 残留熱除去系ポンプ

兼用する設備については、「3.4.3.1.2 主要設備の仕様(1) 残留熱除去系ポンプ」に記載のとおり。

容 量 : 約 $1,690\text{m}^3/\text{h}$  (1個当たり)

全 揚 程 : 約85m

個 数 : 2

取 付 箇 所 : 原子炉建屋原子炉棟地下2階

#### (2) 残留熱除去系熱交換器

兼用する設備については、「3.4.3.1.2 主要設備の仕様(2) 残留熱除去系熱交換器」に記載のとおり。

基 数 : 2

伝 熱 容 量 :  $19.4 \times 10^3 \text{kW}$  (1基当たり)

取 付 箇 所 : 原子炉建屋原子炉棟地下2階

#### (3) 残留熱除去系海水ポンプ

兼用する設備については、「3.4.3.1.2 主要設備の仕様(3) 残留熱除去系海水ポンプ」に記載のとおり。

個 数 : 4

容 量 : 約 $886\text{m}^3/\text{h}$  (1個当たり)

全 揚 程 : 約184m



#### 3.4.3.2.3 設置許可基準規則第43 条への適合方針

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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である常設代替高圧電源装置からの給電により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧させる場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の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（原子炉停止時冷却系）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である常設代替高圧電源装置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（原子炉停止時冷却系）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（原子炉停止時冷却系）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。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱として使用する残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能及び残留熱除去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容量が、原子炉を冷却し、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原子炉注水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。

残留熱除去系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3.4-19表 に示す設計である。



第 3.4-19 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	海水を通水しない。
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	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（原子炉停止時冷却系）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（原子炉停止時冷却系）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，残留熱除去系ポンプは，テストラインにより系統の機能・性能検査が可能な設計である。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は，原子炉の運転中に機能・性能検査を，また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。



### 3.4.3.3 低圧炉心スプレイ系

#### 3.4.3.3.1 設備概要

低圧炉心スプレイ系は、非常用炉心冷却系の1つである。非常用炉心冷却系は、冷却材喪失事故時に燃料被覆管の重大な損傷を防止し、ジルコニウム-水反応を極力抑え、崩壊熱を長期にわたって除去する機能を持ち、残留熱除去系（低圧注水系）、高圧炉心スプレイ系及び自動減圧系で構成する。

低圧炉心スプレイ系は、電動ポンプ1個、配管・弁等からなり、冷却材喪失事故時には、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系と連携して、炉心を冷却する機能を有する。

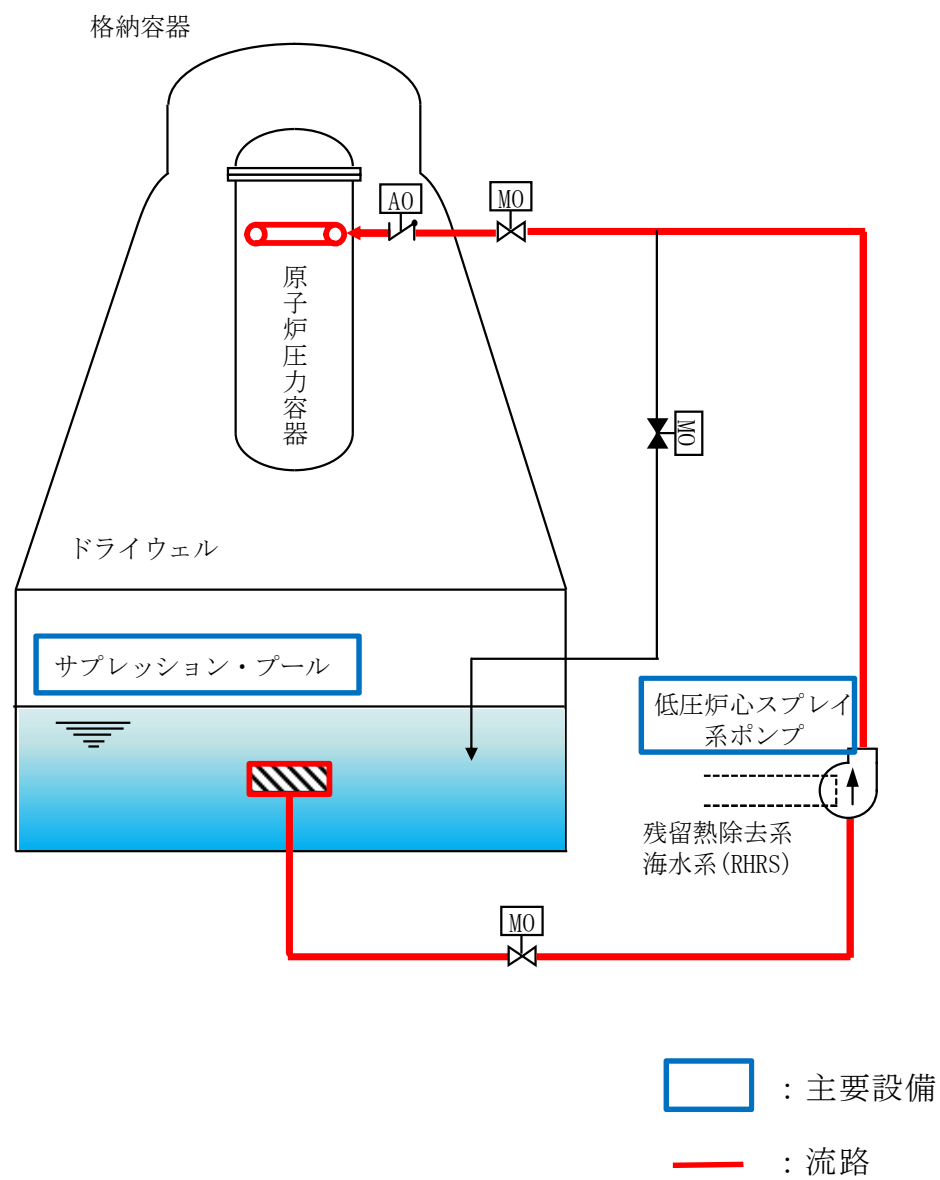
本系統は、1ループからなっており、原子炉水位低又はドライウェル圧力高の信号で作動を開始し、サプレッション・プールの水を原子炉圧力容器内に注水し、炉心を冷却する。

本系統の系統概要図を第3.4-7図に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を第3.4-20表に示す。

本系統は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が健全であれば、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

また、残留熱除去系（低圧炉心スプレイ系）は、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機からの給電に加え、代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により復旧し、重大事故等時に使用できる設計とする。





第 3. 4-7 図 低圧炉心スプレイ系 系統概要図



第 3.4-20 表 低圧炉心スプレイ系に関する  
重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分		設備名
主要設備		低圧炉心スプレイ系ポンプ【常設】 サプレッション・プール【常設】*1
関連設備	付属設備	残留熱除去系海水ポンプ
	水源	—
	流路	低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 【常設】
	注水先	原子炉圧力容器【常設】
	電源設備*2 (燃料補給設備含む)	非常用交流電源設備 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*3		原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（S A 広帯域）【常設】 原子炉水位（S A 燃料域）【常設】 低圧炉心スプレイ系系統流量【常設】 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【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。



### 3.4.3.3.2 主要設備の仕様

主要設備の機器仕様を以下に示す。

#### (1) 低圧炉心スプレイ系ポンプ

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

容 量 : 約 $1,440\text{m}^3/\text{h}$

全 揚 程 : 約 $205\text{m}$

個 数 : 1

取 付 箇 所 : 原子炉建屋原子炉棟地下2階

#### (2) 残留熱除去系海水ポンプ

兼用する設備については、「3.4.3.1.2 主要設備の仕様(3)残留熱除去系海水ポンプ」に記載のとおり。

個 数 : 4

容 量 : 約 $886\text{m}^3/\text{h}$  (1個当たり)

全 揚 程 : 約 $184\text{m}$

#### (3) サプレッション・プール

兼用する設備については、「3.4.3.1.2 主要設備の仕様(4)サプレッション・プール」に記載のとおり。

個 数 : 1

容 量 : 約 $3,400\text{m}^3$



#### 3.4.3.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

低圧炉心スプレイ系は、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である常設代替高圧電源装置からの給電により低圧炉心スプレイ系を復旧させる場合は、低圧炉心スプレイ系は、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機からの給電により起動する低圧炉心スプレイ系に対して、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である常設代替高圧電源装置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。

低圧炉心スプレイ系は、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。

低圧炉心スプレイ系は、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。

低圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水として使用する低圧炉心スプレイ系ポンプは、設計基準事故時の非常用炉心冷却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容量が、原子炉を冷却し、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原子炉注水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（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時に使用する水源のサプレッション・プールは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備の水源と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、原子炉を冷却し、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原子炉注水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。

低圧炉心スプレイ系ポンプは、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3.4-21表 に示す設計である。



第 3.4-21 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 <sup>1</sup> 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	海水を通水しない。
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	原子炉建屋原子炉棟に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響は受けない。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

また，低圧炉心スプレイ系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。

低圧炉心スプレイ系は，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においても使用する設計である。また，低圧炉心スプレイ系ポンプは，テストラインにより系統の機能・性能検査が可能な設計である。また，原子炉の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。



### 3.5 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. 原子炉冷却系統施設

### 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、設計基準対象施設である残留熱除去系（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）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。

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」，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」に示す。

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 図及び第 5.11-2 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以下の重大事故防止設備（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，耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱及び緊急用海水系による冷却水（海水）の確保）を設ける。



(1) 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格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系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（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）として、格納容器圧力逃がし装置を使用する。

本系統の詳細については、「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格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系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（耐圧強化ベント系による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、サプレッション・チェンバ及びドライウェルから、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して放出することで、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、格納容器のサプレッション・チェンバ側及びドライウェル側のいずれからも排気できる設計とする。

ドライウェル側からのベントを行った際には、サプレッション・チェンバ内の格納容器内雰囲気ガスは真空破壊弁（サプレッション・チェンバ→ドライウェル）を經由してドライウェルへ排出される設計とする。

耐圧強化ベント系の排出経路に設置する隔離弁（一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）、一次隔離弁（ドライウェル側）、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、一次隔離弁(サプレッション・チェンバ側)、一次隔離弁(ドライウエル側)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。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 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)

耐圧強化ベント系を構成する真空破壊弁(サプレッション・チェンバ→ドライウエル)、不活性ガス系の配管・弁及び原子炉建屋ガス処理系の配管・弁は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

その他、設計基準対象施設である格納容器を重大事故防止設備として使用する。

## (2) サポート系故障時に用いる設備

- a. 緊急用海水ポンプによる冷却水(海水)の確保



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（緊急用海水ポンプによる冷却水（海水）の確保）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、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール水冷却系）の残留熱除去系ポンプ及び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、残留熱除去系海水系を介して残留熱除去系熱交換器に冷却水を供給することで、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。

また、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、海水を供給するための流路として使用する。

緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系ポンプは、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
- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

格納容器圧力逃がし装置及び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。

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、位置的分散等の設計方針は適用しない。

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及び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。

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に使用する格納容器圧力逃がし装置は、最終ヒートシンクへの熱の輸送で使用する残留熱除去系ポンプに対して、多様性を持つ設計とする。

格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、水源を必要としないことにより、残留熱除去系ポンプに対して、多様性を持つ設計とする。

格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を構成する主要設備は、原子炉建屋原子炉棟内において、残留熱除去系の残留熱除去系ポンプと異なる区画に設置する。これにより、残留熱除去系ポンプと位置的分散を図る設計とする。

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、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）の配管及び弁と同一階に設置するが、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）の配管及び弁とは区画された部屋に設置することにより、位置的分散を図る設計とする。



格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱に使用する重大事故防止設備の多様性及び系統の独立並びに位置的分散によって、残留熱除去ポンプを使用した設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

緊急用海水ポンプによる除熱に使用する緊急用海水ポンプは、最終ヒートシンクへの熱の輸送で使用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。

緊急用海水ポンプによる冷却水（海水）の確保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より給電する残留熱除去系海水ポンプによる冷却水（海水）の確保に対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。

緊急用海水ポンプは、緊急用海水ポンプピットに設置することで、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と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。

格納容器圧力逃がし装置については、「9.3 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。

耐圧強化ベント系による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、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



置が接続されており，通常時に使用する不活性ガス系及び原子炉建屋ガス処理系に対し，隔離弁を閉状態とすることでこれらの系統の設備に対し悪影響を及ぼさない設計とする。

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系統であるため，隔離弁を通常開としても悪影響を及ぼすことはない。また，耐圧強化ベント系を用いる場合は，弁操作によって，通常時の系統構成から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。

緊急用海水ポンプによる冷却水（海水）の確保に使用する緊急用海水ポンプ，残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は，弁操作等によって，設計基準対象施設として使用する系統構成から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。

#### 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。

格納容器圧力逃がし装置については，「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。

耐圧強化ベント系による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設計とする。

緊急用海水ポンプ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。

緊急用海水ポンプによる冷却水（海水）の確保に使用する残留熱除去系が



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ポンプによる冷却水(海水)の確保と兼用しており、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バックアップ用として1個を加え、合計2個を設置する設計とする。

#### 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。

格納容器圧力逃がし装置については、「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。

耐圧強化ベント系は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮した設計とする。

耐圧強化ベント系の操作は中央制御室で可能な設計とし、原子炉建屋原子炉棟外にて遠隔人力操作機構による操作又は設置場所において手動ハンドルにより操作可能な設計とする。

緊急用海水ポンプは、緊急用海水ポンプピット内に設置し、想定される重大事故等時の緊急用海水ポンプピット内の環境条件を考慮した設計とする。

緊急用海水ポンプは、常時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。

緊急用海水ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。

#### 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。

格納容器圧力逃がし装置については、「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。

耐圧強化ベント系を使用した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（一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウエル側）、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、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能なほか、一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウエル側）については、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残留熱除去系ポンプによる冷却水（海水）の確保を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替できる設計とする。緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系ポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

#### 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。

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に使用する格納



容器圧力逃がし装置については、「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。

耐圧強化ベント系による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、他系統と独立した系統試験により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

緊急用海水系による冷却水（海水）の確保に使用する緊急用海水ポンプ、残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、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。

緊急用海水系による冷却水（海水）の確保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並びに残留熱除去系海水ポンプは、多重性のある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。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは、分解検査が可能な設計とする。

残留熱除去系熱交換器は、内部の確認が可能なようにフランジを設ける設計とする。また、伝熱管の非破壊検査が可能な設計とする。



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主要仕様

(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) 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

(3) 緊急用海水系

a. 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



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

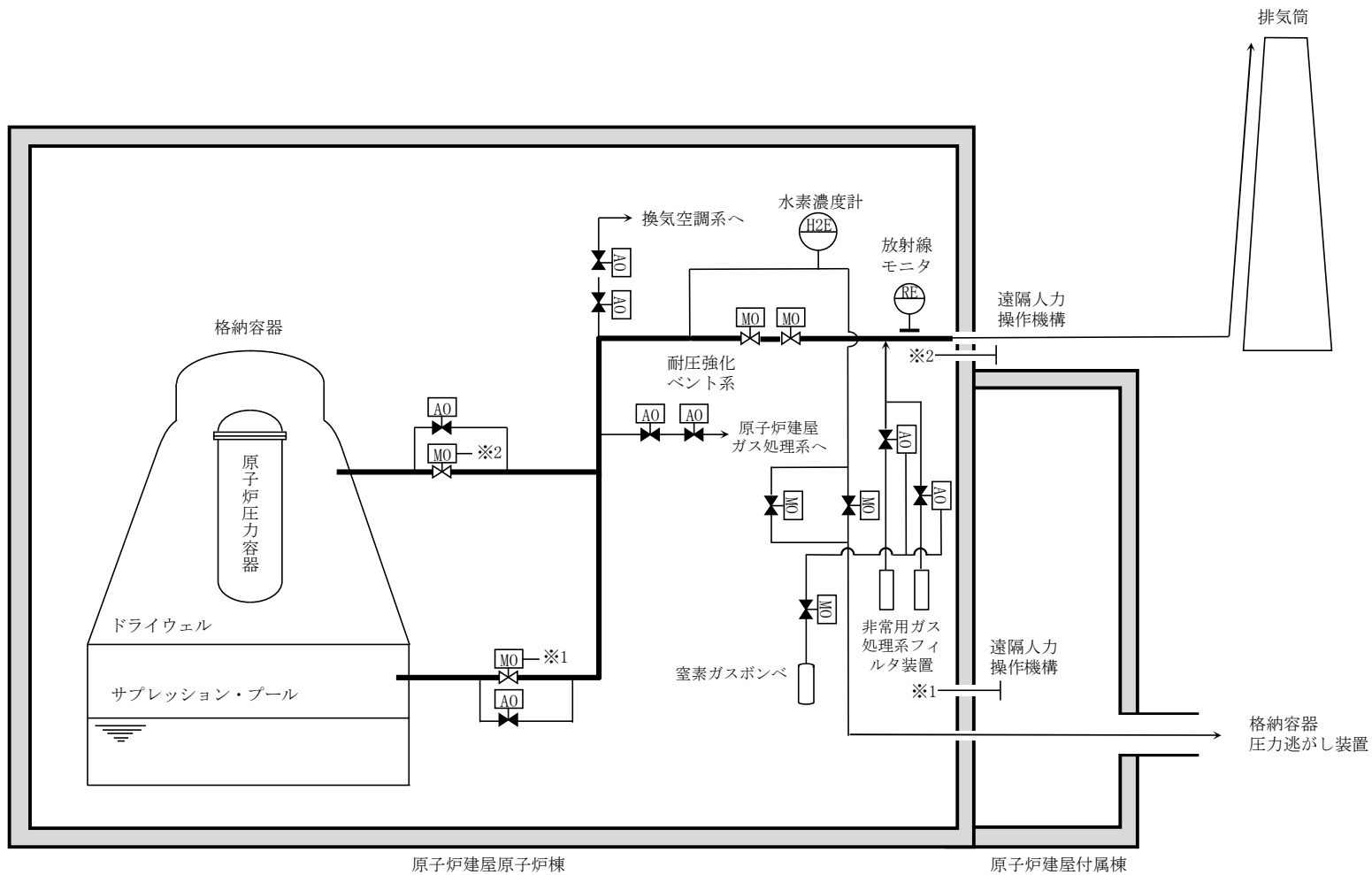
#### （4） 残留熱除去系熱交換器

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

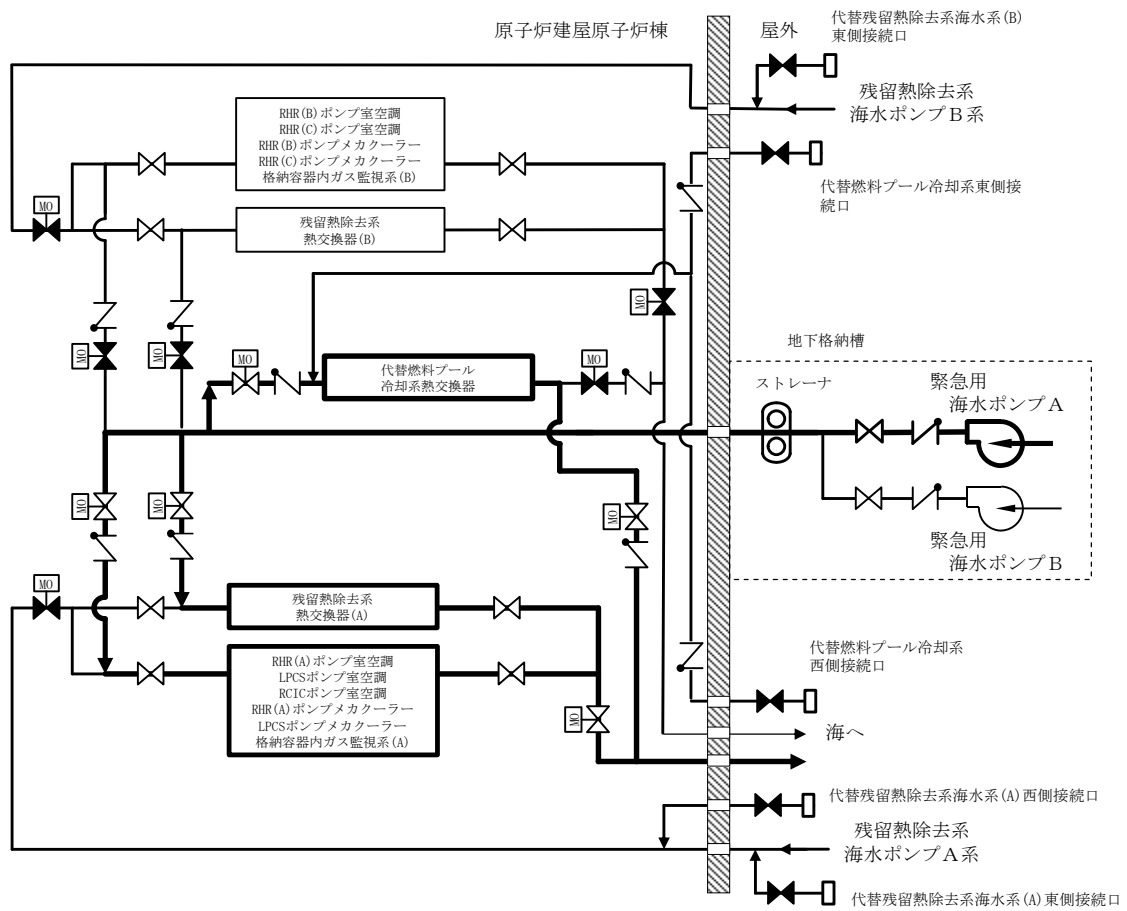
主要仕様については、「5.9 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に示す。





第 5.11-1 図 耐圧強化ベント系系統概要図





残留熱除去系海水系 A 系通水時を示す。

第 5.11-2 図 緊急用海水系系統概要図



### 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）が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送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。

当該設備は，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。）

当該設備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。）

当該設備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。

本系統は、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冷却を行う設計とする。

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。



### 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。

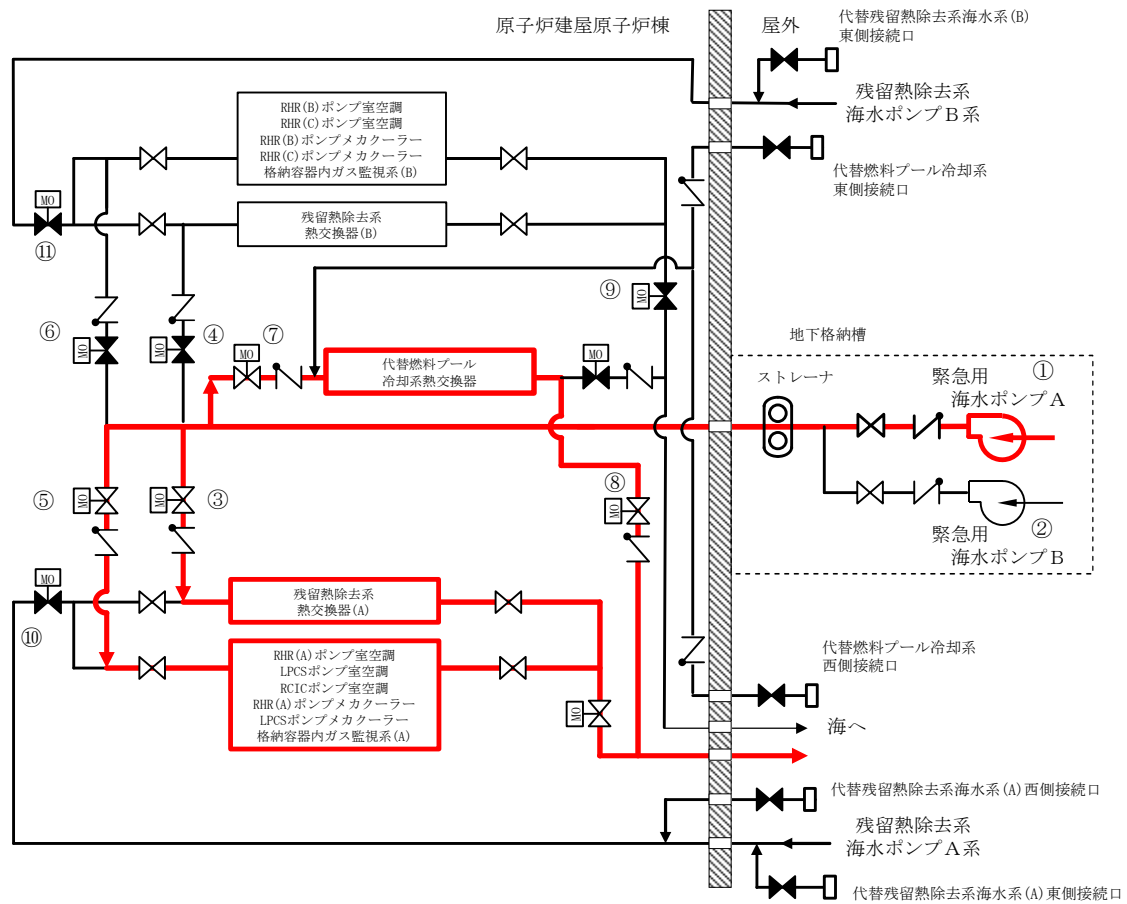
本系統は、緊急用海水ポンプ、流路である緊急用海水系配管・弁、残留熱除去系海水系配管・弁、非常用取水設備（S A用海水ピット取水塔、海水引込み管、S A用海水ピット）から構成する設計とする。

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、格納容器スプレー冷却系、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。

本系統全体の概要図を第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 S A用海水ピット【常設】 海水引込み管【常設】 S A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

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



#### 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）に対し多様性及び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持たせた設計とする。

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確保する設計とする。

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、独立性を確保する設計とする。



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は防潮堤及び浸水防止設備の設置により、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の設置に加え、水密化された地下格納槽に設置することで、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。）
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，中央制御室の操作ス



スイッチにより、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 R H R（A）系熱交換器隔離弁（又は緊急用海水系 R H R（B）系熱交換器隔離弁）及び緊急用海水系 R H R（A）系補機隔離弁（又は緊急用海水系 R H R（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 F P C系を使用する場合は、緊急用海水系代替 F P C系出口弁（A）（又は緊急用海水系代替 F P C系出口弁（B））を開とし、緊急用海水系代替 F P C系隔離弁（A）（又は緊急用海水系代替 F P C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、操作スイッチは、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。

(48-4-1)



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 R H R （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 R H R （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 R H R （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 R H R （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 F P C 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 F P C 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 F P C 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運転中に機能・性能検査及び弁動作確認を、また、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、原子炉運転中又は原子炉停止中に、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
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認，外観の確認
	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



(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)



		経過時間(分)												備考	
手順の項目	実施箇所・必要要員数														
		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24		
常設代替海水取水設備による冷却水確保	運転員A, B (中央制御室)	冷却水通水開始 20分													
		健全性確認													
									系統構成						
												冷却水確保			

第3.5-2図 緊急用海水系タイムチャート\*

\*：「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）	地下格納槽	中央制御室
緊急用海水ポンプ（B）	地下格納槽	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経由し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。

本システムを使用する際には、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経由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。

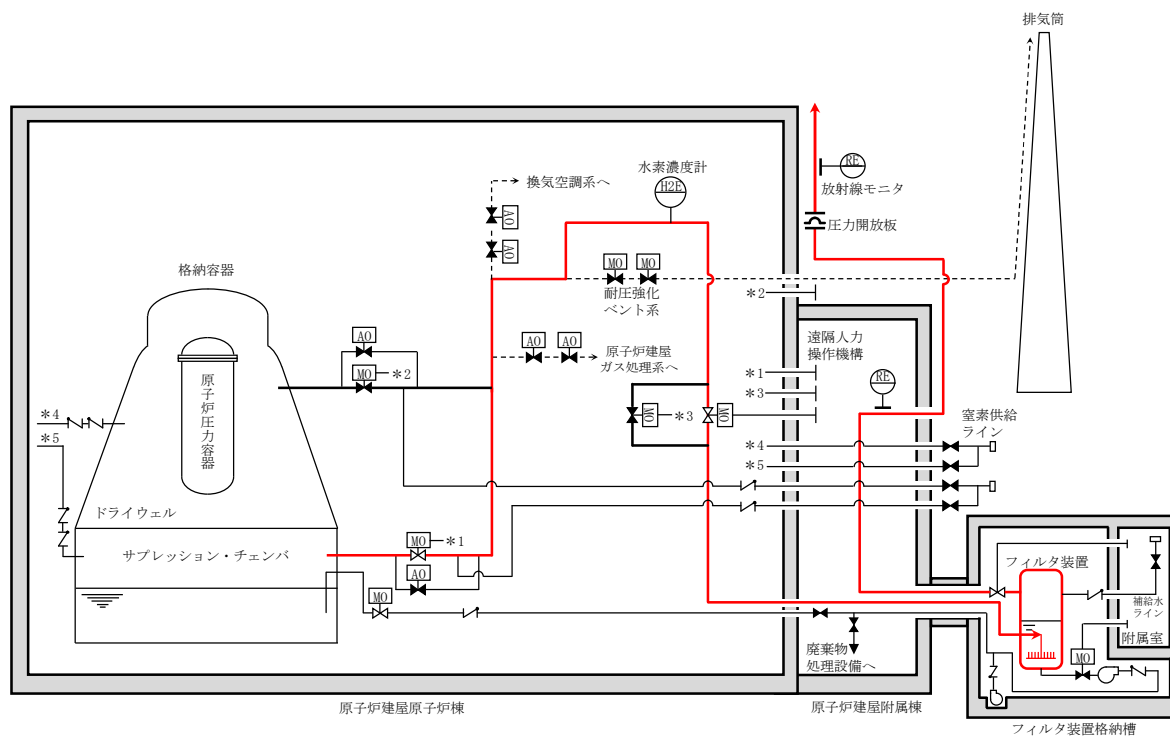
なお、放射性物質を効果的に捕集・保持するためにスクラビング水に添加されている薬剤は、スクラビング水の蒸発では減少しないことから、予め待機中から十分な量の薬剤を添加しておくことで、ベント中の薬剤調整が不要となる設計としている。

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経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 空気ポンベユニット (空気ポンベ)【可搬】
		二次隔離弁操作室 空気ポンベユニット (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】 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】

\*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	耐圧強化ベント系
	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\*

		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
項目		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)は防潮堤及び浸水防止設備の設置により, 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の設置に加え, それぞれ, 水密化された地下格納槽, 原子炉建屋原子炉棟に設置することで, 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ェルから不活性ガス系及び原子炉建屋ガス処理系を経由して、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ェル側のいずれからも排気できる設計とし、ドライウェ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→ドライウェル)を経由してドライウェ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ェ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、ドライウェ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(一次隔離弁(サブプレッション・チェンバ側)、一次隔離弁(ドライウェル側)、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、一次隔離弁(サプレ



ッション・チェンバ側），一次隔離弁（ドライウェル側）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。

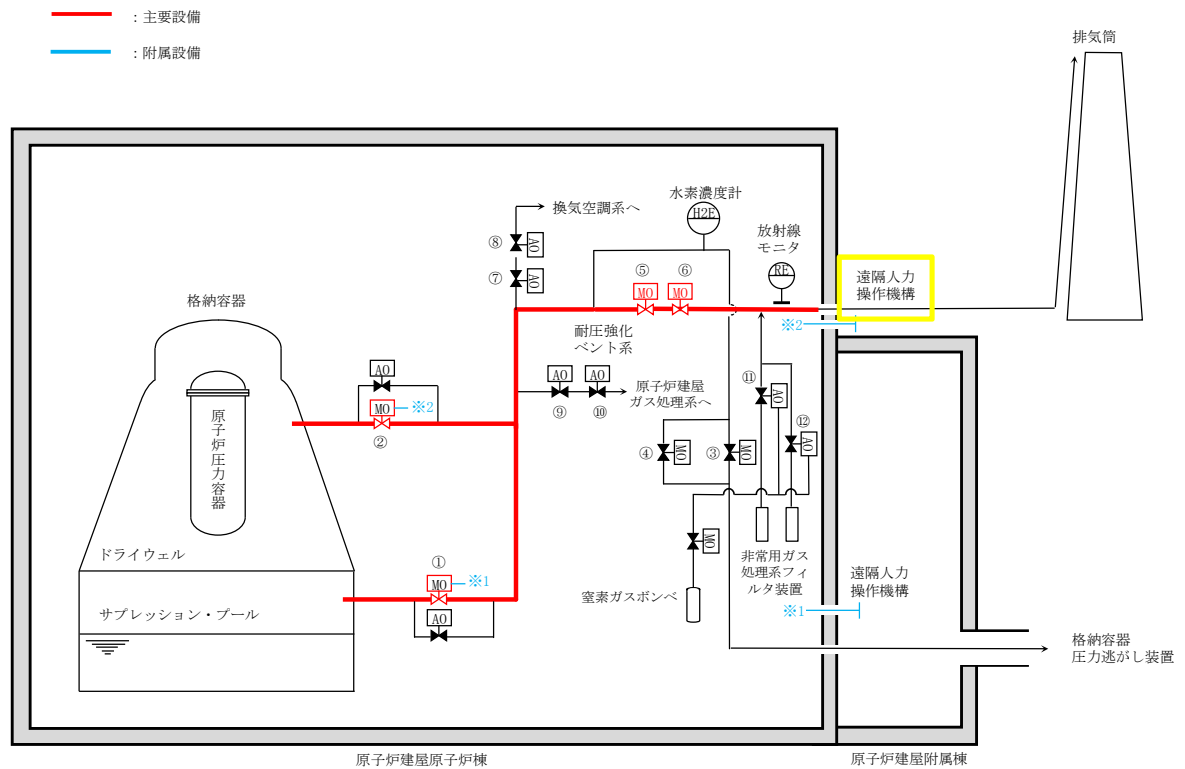
なお，サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し，ドライウェルからの排気では，ダイヤフラムフロア面からの高さを確保するとともに燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで，長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

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	一次隔離弁(サブプレッション・チェンバ側)	⑦	換気空調系一次隔離弁
②	一次隔離弁(ドライウエル側)	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）

設備区分		設備名
主要設備		—
関連設備	附属設備	遠隔人力操作機構【常設】
	水源 <sup>*1</sup>	—
	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】 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】 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）
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，中央制御室の操作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隔離弁(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とともに、電源喪失時には、遠隔人力操作機構での人力操作により、重大事故等時の環境下においても原子炉建屋原子炉棟外にて確実に操作が可能となる設計とする。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)



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
一次隔離弁 (サプレッション・チェンバ側)	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)
一次隔離弁 (ドライウエル側)	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)
二次隔離弁	弁閉* <sup>1</sup>	中央制御室	スイッチ操作* <sup>1</sup>
二次隔離弁 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。

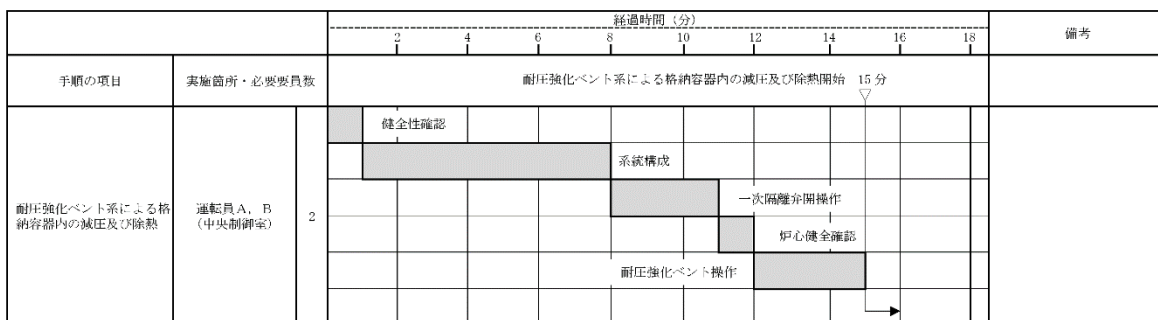
耐圧強化ベント系については，本来の用途以外には使用しない設計とする。当該系統を使用する際には，流路に接続される弁（一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウェル側）及び耐圧強化ベント弁）の開操作を中央制御室より実施することにより，ベントガスを不活性ガス系及び原子炉建屋ガス処理系配管を経由して排気筒へ導くことが可能である。また，電源喪失時においてはこれらの弁を手動操作（遠隔人力操作機構による操作含む。）により原子炉建屋原子炉棟外より人力にて



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)



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、一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側及びドレイウェル側）、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。

(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隔離弁について，炉心損傷前に耐圧強化ベント系を使用する場合においては，想定される重大事故等時における放射線量は高くないことから，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
一次隔離弁 (サプレッション・チェンバ側)	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
一次隔離弁(ドライウエル側)	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】 残留熱除去系熱交換器【常設】
関連設備	附属設備	海水ストレーナ【常設】
	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）。
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。



### 3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備【49 条】

基準適合への対応状況



## 9. 原子炉格納施設

### 9.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

#### 9.6.1 概 要

設計基準事故対処設備が有する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、格納容器内の圧力及び温度を低下させ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、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、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（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）が健全な場合は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

格納容器内の冷却等のための設備の系統概要図を第 9.6-1 図から第 9.6-5 図に示す。

#### 9.6.2 設計方針

##### (1) 炉心の著しい損傷を防止するための格納容器内冷却に用いる設備

格納容器内の冷却等のための設備のうち、炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、以下の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の除熱、代替循環冷却系による格納容器内の除熱、常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）の復旧）を設ける。

##### a. フロントライン系故障時に用いる設備



(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却

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）の残留熱除去系ポンプの故障等により，格納容器内の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却）として，常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用する。

代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプは，残留熱除去系（B）を介して，格納容器内にあるスプレイヘッドよりドライウェル内にスプレイできる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・ 常設低圧代替注水系ポンプ
- ・ 代替淡水貯槽
- ・ 常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

常設低圧代替注水系ポンプは，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給電できる設計とする。その他，設計基準事故対処設備である格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却

残留熱除去系ポンプの故障等により格納容器内の冷却機能喪失又はサプレッション・プールが機能喪失した場合の可搬型重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却）として，可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽並びに燃料補給設備である可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。

代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは，東側接続口又は西側接続口にホースを接続し，残留熱除去系（A）又は（B）を介して，格納容器内にあるスプレイヘッドよりドライウェル内にス



プレイできる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼルエンジンにて駆動できる設計とし、燃料は可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・代替淡水貯槽
- ・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、設計基準事故対処設備である格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

代替淡水貯槽又は複数の淡水源（淡水貯水池 A，B）の淡水が枯渇した場合は、防潮堤内側の取水箇所（S A用海水ポンプピット）から、可搬型代替注水大型ポンプを用いて補給可能な設計とする。系統の詳細については、「9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」に示す。

#### b. サポート系故障時に用いる設備

- (a) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱

全交流動力電源喪失等によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が格納容器内の除熱機能を喪失した場合の重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の復旧）として、常設代替高圧電源装置、残留熱除去系ポンプ、サプレッション・プール、残留熱除去系熱交換器、及び残留熱除去系海水ポンプを使用する。



サブプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系熱交換器を介してサブプレッション・プール水を冷却し格納容器内にあるスプレイヘッダより、ドライウェル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイできる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ サプレッション・プール
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ
- ・ 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格納容器及び非常用取水設備の貯留堰並びに取水路を重大事故等対処設備として使用する。

(b) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）復旧後の格納容器内の除熱

全交流動力電源喪失等によるサポート系の故障により、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が機能喪失した場合の重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の復旧）として、常設代替高圧電源装置、残留熱除去系ポンプ、サブプレッション・プール、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプを使用する。

サブプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系熱交換器を介して、サブプレッション・プール水を冷却できる設計とする。



具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ サプレッション・プール
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ
- ・ 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格納容器及び非常用取水設備の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) 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による格納容器内の除熱

格納容器内の除熱等のための設備として、設計基準事故対処設備の機能が喪失していない場合において、重大事故等時に炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、以下の重大事故等対処設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系））を設ける。

a. 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱

残留熱除去系ポンプ及びサプレッション・プールによる格納容器内の除熱機能が喪失していない場合の重大事故等対処設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系））として、残留熱除去系ポンプ、サプレッション・プール及び残留熱除去系熱交換器並びに残留熱除去系海水ポンプを使用する。

サプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプは、残留熱除去系熱交換器を介してサプレッション・プール水を冷却し、格納容器内にあるスプレイヘッドより、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。



- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ サプレッション・プール
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ

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の非常用ディーゼル発電機及び格納容器並びに非常用取水設備の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。

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

残留熱除去系ポンプ及びサプレッション・プールによる格納容器内の除熱機能が喪失していない場合の重大事故等対処設備（残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系））として，残留熱除去系ポンプ，サプレッション・プール及び残留熱除去系熱交換器並びに残留熱除去系海水ポンプを使用する。

サプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプは，残留熱除去系熱交換器を介して，サプレッション・プール水を冷却できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ サプレッション・プール
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ

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の非常用ディーゼル発電機及び格納容器並びに非常用取水設備の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。



(3) 格納容器の破損を防止するための格納容器内除熱に用いる設備

格納容器内の除熱等のための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、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の設備として以下の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ、代替循環冷却系による格納容器除熱、常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）の復旧）を設ける。

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却

残留熱除去系ポンプの故障等により格納容器内の除熱機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却）は、「9.6.2(1) a. (a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却」と同じである。

(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却

残留熱除去系ポンプの故障等により格納容器内の除熱機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合の可搬型重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却）は、「9.6.2(1) a. (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却」と同じである。

(c) 代替循環冷却系による格納容器内の除熱

残留熱除去系ポンプの故障等により格納容器内の除熱機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（代替循環冷却系による格納容器内の除熱）として、代替循環冷却系ポンプ、サブプレッション・プール、残留



熱除去系熱交換器（A）及び緊急用海水ポンプ又は残留熱除去系海水ポンプを使用する。

サプレッション・プールを水源とする代替循環冷却系ポンプは、残留熱除去系熱交換器（A）によりサプレッション・プール水を冷却し、残留熱除去系（A）を介して、格納容器内にあるスプレイヘッダよりドライウェル内にスプレイできる設計とする。

残留熱除去系熱交換器（A）の冷却用海水は、緊急用海水系の緊急用海水ポンプ又は残留熱除去系海水系の残留熱除去系海水ポンプからの海水を使用する。また、非常用取水設備のS A用海水ピット取水塔、海水引込み管及びS A用海水ピット並びに貯留堰及び取水路を海水の流路として使用する。

代替循環冷却系ポンプ及び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。

- ・代替循環冷却系ポンプ
- ・残留熱除去系熱交換器（A）
- ・サプレッション・プール
- ・残留熱除去系海水ポンプ
- ・緊急用海水ポンプ
- ・常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

代替循環冷却系の流路として、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（A）を重大事故等対処設備として使用することから、流路として設計する。その他、設計基準事故対処設備である格納容器及び非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。



b. サポート系故障時に用いる設備

- (a) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱

全交流動力電源喪失等により格納容器内の除熱機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合の重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱）は、「9.6.2(1) b. (d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱」と同じである。

- (e) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）復旧後の格納容器内の除熱

全交流動力電源喪失等により格納容器内の除熱機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合の重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の復旧）は、「9.6.2(1) b. (d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）復旧後の格納容器内の除熱」と同じである。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却、代替循環冷却系による格納容器内の除熱は、炉心損傷防止及び格納容器破損防止を兼用する設計とする。

「9.6.2(2) a. 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱」及び「9.6.2(2) b. 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）復旧後の格納容器内の除熱」に使用する残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系海水ポンプ及び非常用ディーゼル発電機は、



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  
が、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。

残留熱除去系及び残留熱除去系海水系については、「5.4 残留熱除去系」  
に示す。

代替淡水貯槽及びサプレッション・プールについては、「9.12 重大事故  
等の収束に必要となる水の供給設備」に示す。

常設代替高圧電源装置及び非常用ディーゼル発電機は、「10.2 代替電源  
設備」に示す。

#### 9.6.2.1 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。

常設低圧代替注水系ポンプを使用した格納容器内の冷却は、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  
ィーゼル発電機より給電する残留熱除去系ポンプを使用した格納容器内の除  
熱に対し、多様性及び位置的分散を図る設計とする。また、代替淡水貯槽を  
水源とすることで、サプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポン  
プを使用した格納容器内の除熱に対し、多様性及び位置的分散を図る設計と  
する。

常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、屋外の常設低圧代替注水  
系格納槽内に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ  
及び格納容器内のサプレッション・プールに対し、多様性及び位置的分散を



図る設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプは冷却水を不要（自然冷却）とすることで、残留熱除去海水系ポンプにより冷却する残留熱除去系ポンプに対し多様性を持たせた設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプを使用する格納容器スプレイ配管は、代替淡水貯槽から残留熱除去系（B）配管の合流点までの系統について、残留熱除去系ポンプ（B）を使用する格納容器スプレイ系統に対して独立した設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプを使用した格納容器内の冷却は、可搬型代替注水大型ポンプをディーゼルエンジン駆動とすることで、電動の残留熱除去系ポンプに対して、多様性を確保する設計とする。また、代替淡水貯槽を水源とすることで、サプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプポンプを使用した格納容器内の冷却に対し、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、屋外の保管場所に分散して保管することで、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ及び常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水系ポンプと、位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、原子炉建屋東側（屋外）及び西側（屋外）に1箇所ずつ設置し、合計2箇所設置することで、位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプを使用する格納容器スプレイ配管は、代替淡水貯槽から残留熱除去系（A）配管及び残留熱除去系（B）配管との合流点までの系統について、残留熱除去系ポンプを使用する格納容器スプレイ系統に対して独立した設計とする。

代替循環冷却系による格納容器内の除熱は、代替循環冷却系ポンプの電源



を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により給電する残留熱除去系ポンプを使用した格納容器内の除熱に対して多様性及び位置的分散を図る設計とする。また、代替循環冷却系ポンプは冷却水を不要（自然冷却）とすることで、残留熱除去系海水ポンプにより冷却する残留熱除去系ポンプに対して多様性を持たせた設計とする。

代替循環冷却系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプと異なる区画である残留熱除去系熱交換器（A）室に設置することで、残留熱除去系ポンプと位置的分散を図る設計とする。

代替循環冷却系ポンプを使用する格納容器内の除熱の配管は、残留熱除去系熱交換器（A）の出口配管の分岐点から、残留熱除去系（A）配管との合流点までの系統について、残留熱除去系ポンプを（A）使用する格納容器スプレイ冷却系配管に対して独立性を確保する設計とする。

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。

#### 9.6.2.2 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。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却に使用する常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、通常時は弁により他の系統・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。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却に使用す



る可搬型代替注水大型ポンプは、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は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。

可搬型代替注水大型ポンプは、保管場所において転倒しないことを確認することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、設置場所において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、可搬型代替注水大型ポンプは、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。

代替循環冷却系による格納容器内の除熱に使用する代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは、弁操作等によって、設計基準事故対処設備として使用する系統構成から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（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）に使用する残留熱除去系ポンプ、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から、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 9.6.2.3 容 量 等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却に使用する常設低圧代替注水系ポンプは、炉心の著しい損傷を防止するために必要なスプレイ流量に対して、ポンプ2個の運転により十分なポンプ流量を確保する設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却に使用す



る可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時において注水に必要な容量を有するものを1個と水の補給に必要な容量を有するものを1個と同時に使用するために1セット2個使用する。保有数は2セットで4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2個の合計6個を保管する。

予備については、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と兼用する。

常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、他系統への注水と同時に使用する場合でも、各々の必要流量が確保可能な設計とする。

代替循環冷却系による格納容器内の除熱に使用する代替循環冷却系ポンプは、炉心の著しい損傷を防止するために必要なスプレイ流量に対して、ポンプ1個の運転により十分なポンプ流量を有する設計とする。また、残留熱除去系熱交換器に冷却水を供給する緊急用海水ポンプは、サプレッション・プール水を冷却し格納容器にスプレイするために必要な冷却水量に対して、ポンプ1個の運転により十分なポンプ流量を有する設計とする。

炉心の著しい損傷を防止するために代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却として使用する代替淡水貯槽は、格納容器への注水量に対し、可搬型代替注水大型ポンプにより淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とする。

炉心の著しい損傷を防止するために残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）として使用する残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール除熱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が、炉心の著しい損傷を防止するために必要なポンプ流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。

代替循環冷却系及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）の水源として使用するサブプレッション・プールは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備の水源と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の水量が、炉心崩壊熱により上昇した格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な水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。

炉心の著しい損傷を防止するために残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）として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、格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な残留熱除去系海水系の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。

炉心の著しい損傷が発生した場合における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使用する代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合の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必要なスプレイ流量に対して、ポンプ 2 個の運転により十分なポンプ流量を確保する設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合における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代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合の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必要なスプレイ流量に対して十分なポンプ流量を確保するため、1 個



を使用する。重大事故等時において注水に必要な容量を有するものを1個と水の補給に必要な容量を有するものを1個と同時に使用するために1セット2個使用する。保有数は2セットで4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2個の合計6個を保管する。

予備については、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と兼用する。

#### 9.6.2.4 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。

常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、常設低圧代替注水系格納槽内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプの操作は、中央制御室で可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、屋外に保管及び設置し、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は、設置場所で可能な設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽は、淡水だけでなく海水も使用することから、海水の影響を考慮した設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプは、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

代替循環冷却系ポンプ及び残留熱除去系ポンプ並びに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原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮した設計とする。

代替循環冷却系ポンプ及び残留熱除去系ポンプの操作は、中央制御室で可能な設計とする。

サプレッション・プールは、格納容器内に設置し重大事故等時における格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

緊急用海水ポンプは、地下格納槽内に設置し、重大事故等時における地下



格納槽内の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は、屋外に設置し、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプの操作は、中央制御室で可能な設計とする。

緊急用海水ポンプ、残留熱除去系海水ポンプ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、緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプにより、海水を送水する系統への異物の流入防止を考慮した設計とする。

#### 9.6.2.5 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。

常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用した代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えできる設計とする。常設低圧代替注水系ポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプを使用した代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えできる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、車両として移動可能な設計とするとともに、車両転倒防止装置又は積載の輪止めにより、設置場所にて固定できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプと原子炉建屋東側接続口（又は西側接続口）の



接続は、一般的に使用される工具を用いて接続可能なフランジ接続とする。

また、ホースの接続方式及びホース口径の統一により確実に接続できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプは、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

代替循環冷却系ポンプ、サプレッション・プール及び残留熱除去系熱交換器並びに緊急用海水ポンプを使用した代替循環冷却系による格納容器内の除熱を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えできる設計とする。代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプを使用した格納容器スプレイ冷却系統並びにサプレッション・プール冷却系統は、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利用できる設計とする。残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

#### 9.6.3 主要設備及び仕様

格納容器内の冷却等のための設備の主要設備及び仕様を第 9.6-1 表に示す。

#### 9.6.4 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。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却に使用する



低圧代替注水系ポンプは、他系統と独立した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。

常設低圧代替注水ポンプは、分解が可能な設計とする。

代替淡水貯槽は、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。また、有効水量が確認できる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却に使用する可搬型代替注水大型ポンプは、他系統と独立した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。

可搬型代替注水大型ポンプは、ポンプの分解又は取替が可能な設計とする。また、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。

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・プール冷却系）に使用する残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは、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。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは、分解が可能な設計とする。

代替循環冷却系に使用する代替循環冷却系ポンプは、他系統と独立した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。代替循環冷却系ポンプは、分解が可能な設計とする。

緊急用海水系に使用する緊急用海水ポンプは、機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。緊急用海水ポンプは、分解が可能な設計とする。



## 第 9.6－1 表格納容器内の除熱等のための設備主要仕様

### (1) 常設低圧代替注水系ポンプ

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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

型 式	うず巻形
個 数	2
容 量	約 200m <sup>3</sup> /h (1 個当たり)
揚 程	約 200m

### (2) 可搬型代替注水大型ポンプ

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
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 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
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要な水の供給設備



型	式	うず巻形
個	数	4（予備 1）
容	量	約 1,320m <sup>3</sup> /h（1 個当たり）
揚	程	約 140m

### (3) 代替循環冷却系ポンプ

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
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

型	式	うず巻形
個	数	1
容	量	約 250m <sup>3</sup> /h（1 個当たり）
揚	程	約 200m

### (4) 残留熱除去系ポンプ

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

主要仕様については、「5.4 残留熱除去系」に示す。



(5) 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（1 基当たり）
揚 程	約 130m

(6) 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

主要仕様については、「5.4 残留熱除去系」に示す。

(7) 代替淡水貯槽

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
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・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
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

個	数	1
容	量	約 5,000m <sup>3</sup>

#### (8) サプレッション・プール

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 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・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
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

主要仕様については、「9.1 原子炉格納施設」に示す。

#### (9) 残留熱除去系熱交換器

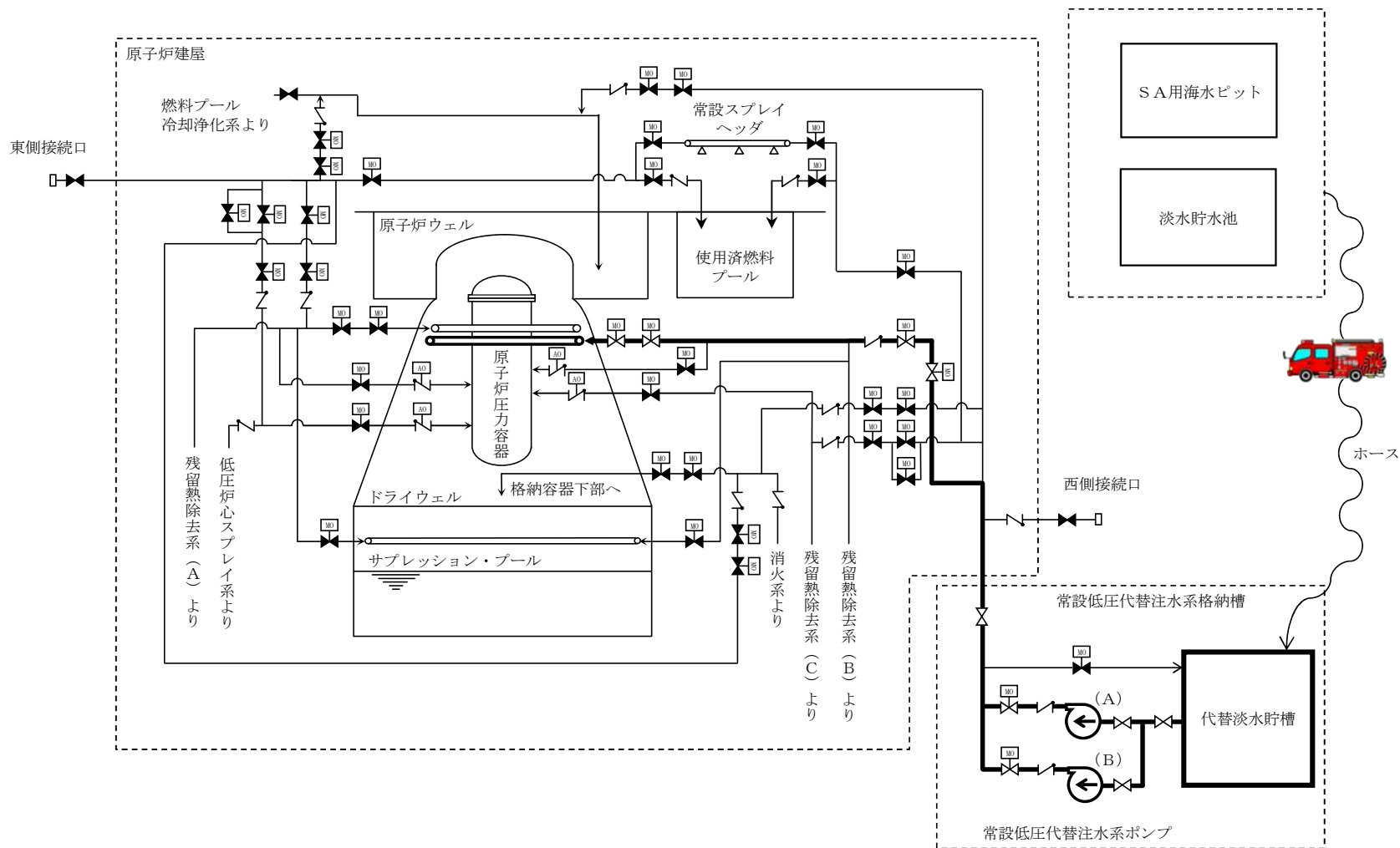
兼用する設備は以下のとおり。



- ・ 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

主要仕様については、「5.4 残留熱除去系」に示す。

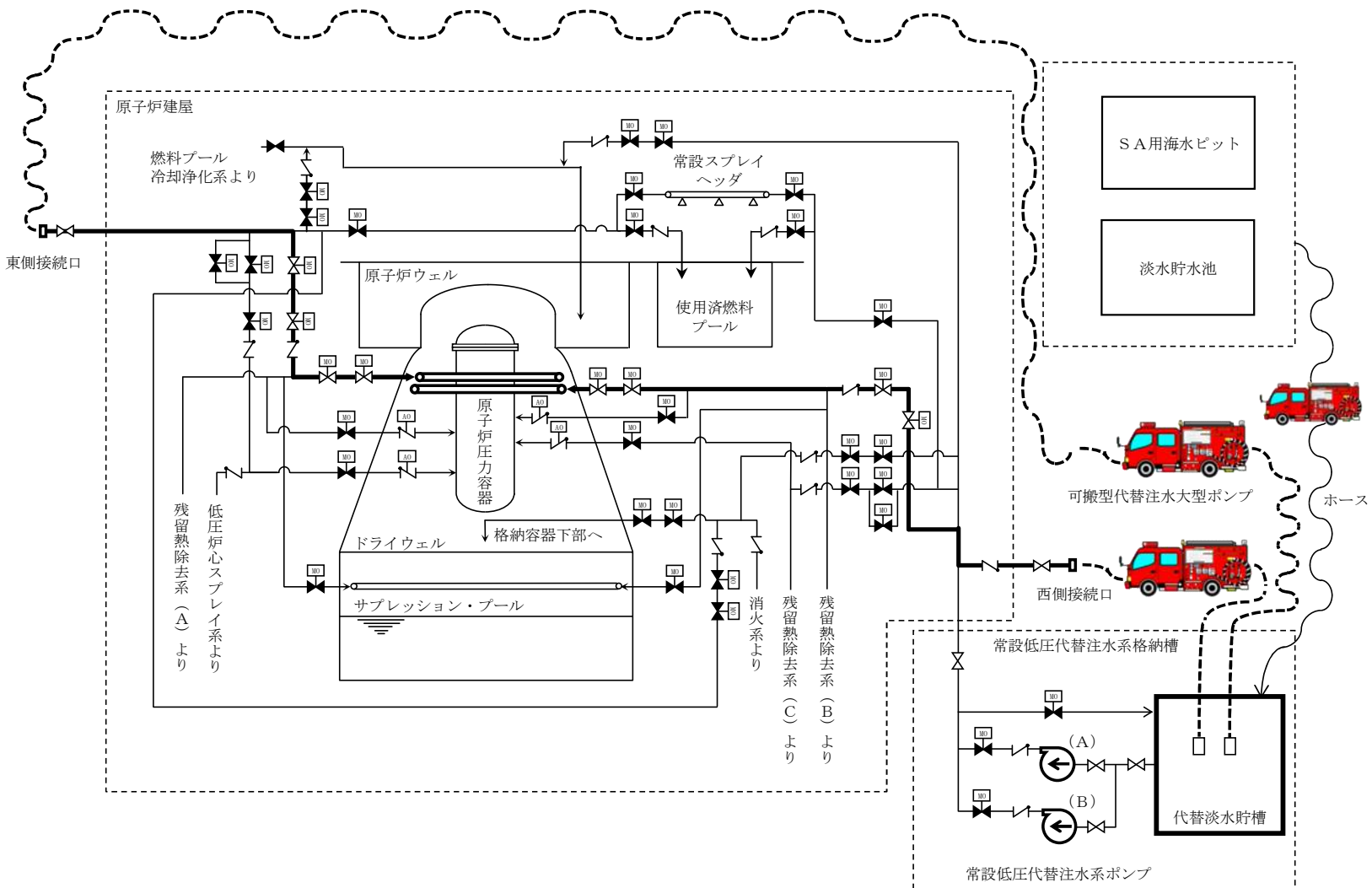




第9.6-1 代替格納容器スプレイ系（常設）による格納容器内の除熱

系統概要図

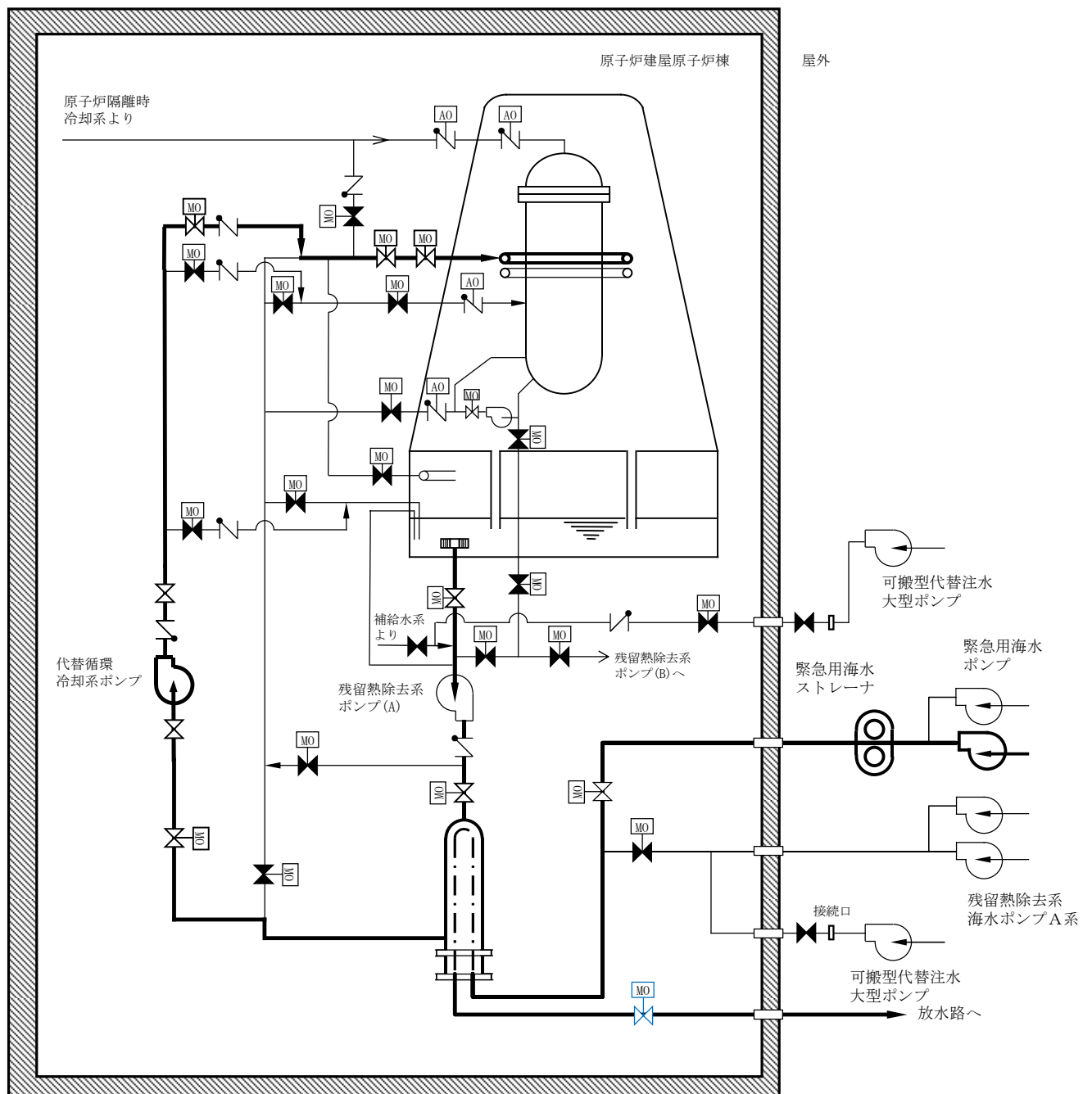




第9.6-2図 代替格納容器スプレイ系（可搬型）による格納容器内の除熱

系統概要図

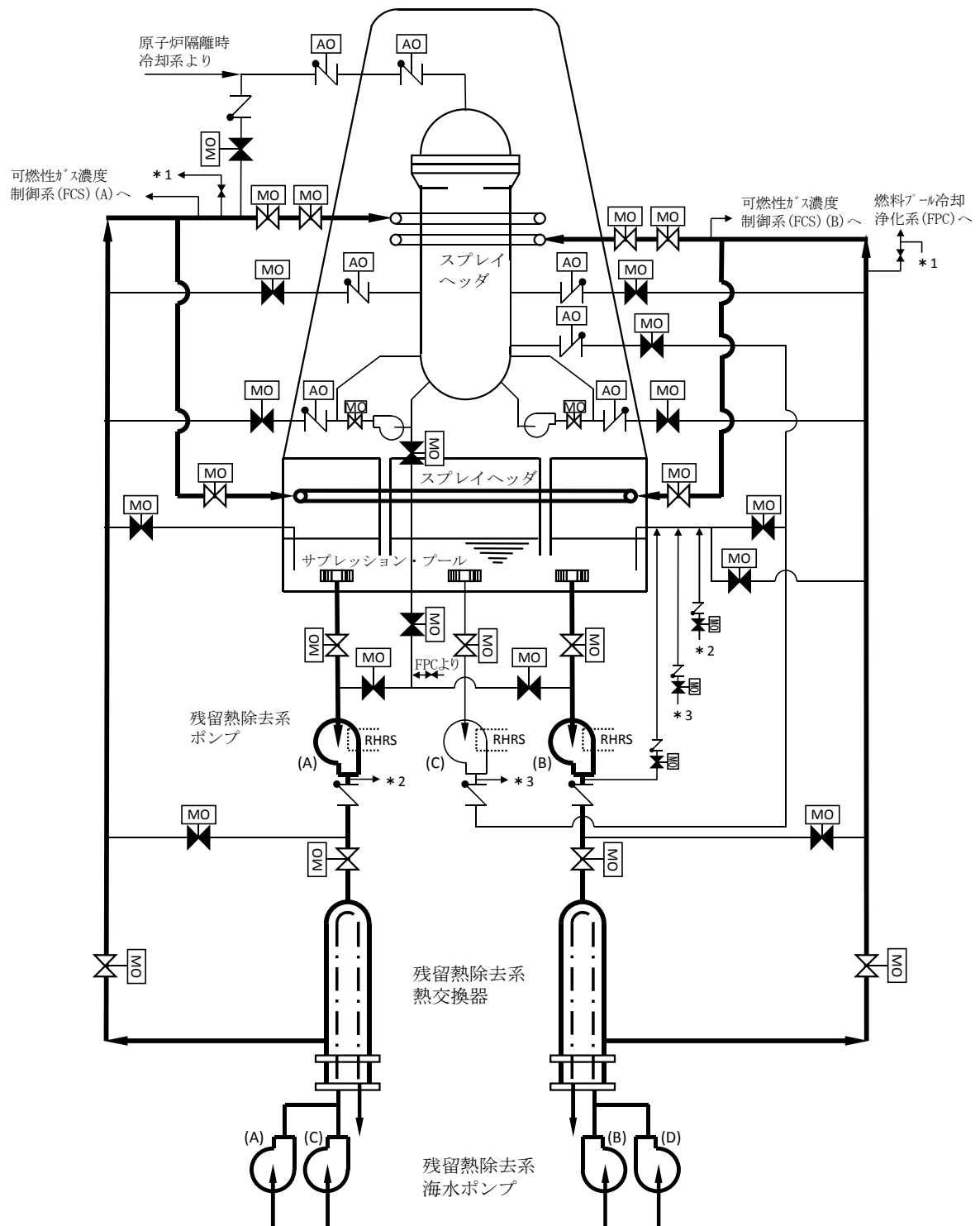




緊急用海水系使用時の図を示す。

第 9.6-3 図 代替循環冷却系による格納容器内の除熱  
系統概要図

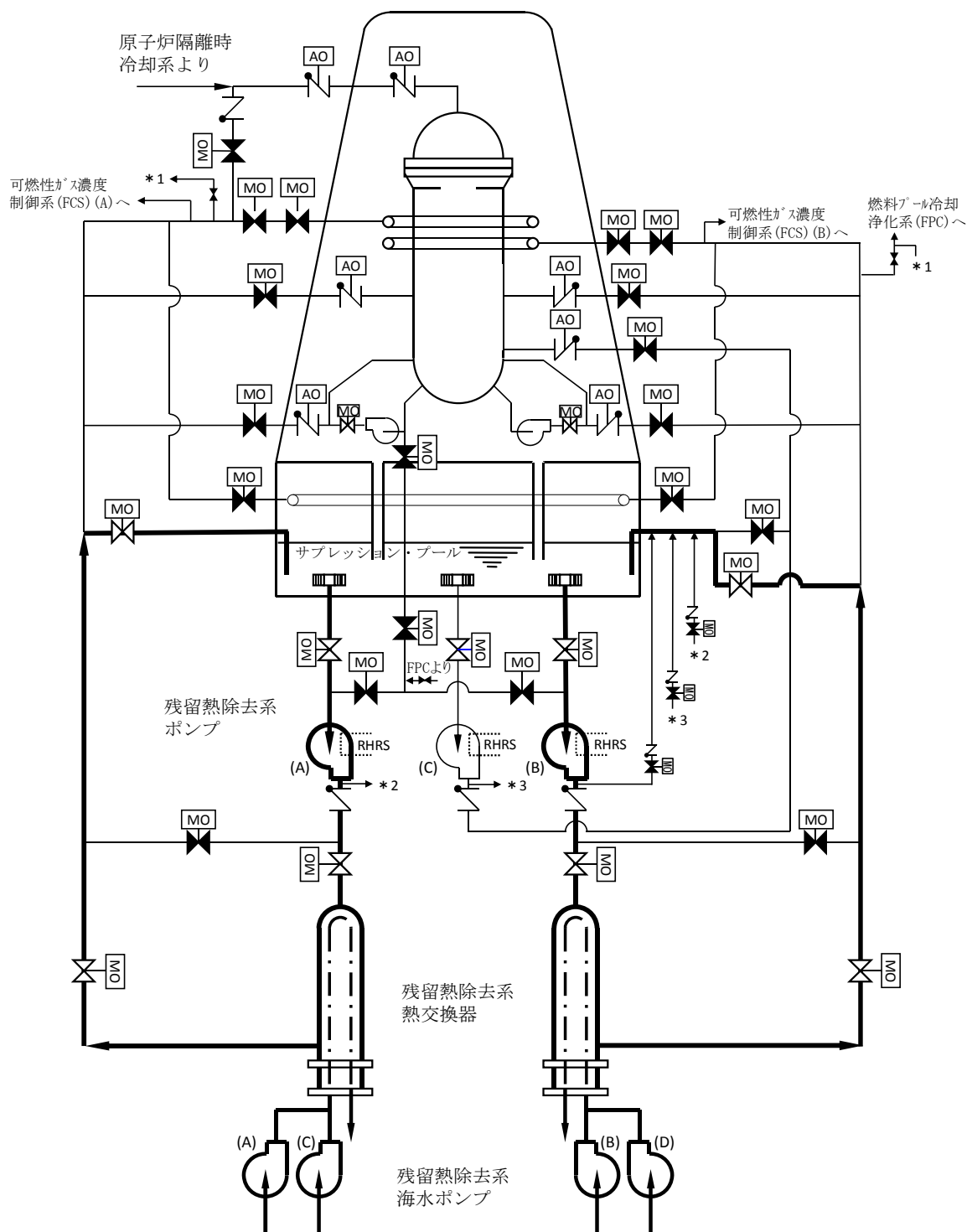




第 9.6-4 図 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）

系統概要図





第 9.6-5 図 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）

系統概要図



### 3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備【49条】

#### < 添付資料 目次 >

### 3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

#### 3.6.1 設置許可基準規則第49条への適合方針

- (1) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の設置（設置許可基準規則解釈の第1項（1）a））
- (2) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の設置（設置許可基準規則解釈の第1項（1）a））
- (3) 代替循環冷却系の設置（設置許可基準規則解釈の第1項（1）a））
- (4) 設計基準事故対処設備に対する多様性、独立性及び位置的分散の確保（設置許可基準規則解釈の第1項（1）b））
- (5) 兼用について（設置許可基準規則解釈の第1項（2）a））
- (6) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器スプレイ
- (7) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の冷却
- (8) 消火系を用いた代替格納容器スプレイ冷却の実施
- (9) 補給水系を用いた代替格納容器スプレイ冷却の実施
- (10) ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器除熱
- (11) 復旧手段
- (12) 代替格納容器スプレイ冷却系の海水の利用

#### 3.6.2 重大事故等対処設備

##### 3.6.2.1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）

##### 3.6.2.1.1 設備概要



#### 3.6.2.1.2 主要設備の仕様

- (1) 常設低圧代替注水系ポンプ
- (2) 代替淡水貯槽

#### 3.6.2.1.3 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の多様性及び独立性，位置的分散

#### 3.6.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

##### 3.6.2.1.4.1 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）

##### 3.6.2.1.4.2 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）

#### 3.6.2.2 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）

##### 3.6.2.2.1 設備概要

##### 3.6.2.2.2 主要設備の仕様

- (1) 可搬型代替注水大型ポンプ
- (2) 代替淡水貯槽

##### 3.6.2.2.3 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の多様性及び独立性，位置的分散

##### 3.6.2.2.4 設置許可基準規則第43条への適合方針



#### 3.6.2.2.4.1 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）

#### 3.6.2.2.4.2 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）
- (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）
- (3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）
- (4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）
- (5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）
- (6) アクセスルートの確保（許可基準規則第43条第3項六）
- (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）

#### 3.6.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

##### 3.6.3.1 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）

###### 3.6.3.1.1 設備概要

###### 3.6.3.1.2 主要設備の仕様

- (1) 残留熱除去系ポンプ
- (2) 残留熱除去系熱交換器
- (3) 残留熱除去系海水ポンプ
- (4) サプレッション・プール

###### 3.6.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針



### 3.6.3.2 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）

#### 3.6.3.2.1 設備概要

#### 3.6.3.2.2 主要設備の仕様

- (1) 残留熱除去系ポンプ
- (2) 残留熱除去系熱交換器
- (3) 残留熱除去系海水ポンプ
- (4) サプレッション・プール

#### 3.6.3.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針



### 3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備【49条】

#### 【設置許可基準規則】

(原子炉格納容器内の冷却等のための設備)

第四十九条 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必要な設備を設けなければならない。

2 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必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第2項に規定する「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。

(1) 重大事故等対処設備

a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備(ポンプ又は水源)が機能喪失しているものとして，格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。

b) 上記a)の格納容器スプレイ代替注水設備は，設計基準事故対処設備に対して，多様性及び独立性を有し，位置的分散を図ること。



(2) 兼用

- a) 第1項の炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。



### 3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

#### 3.6.1 設置許可基準規則第49条への適合方針

設計基準事故対処設備が有する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、格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備として、代替格納容器スプレイ冷却系を設ける。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、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必要な設備として、代替格納容器スプレイ冷却系を設ける。

また、重大事故等時において、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・プール冷却系）が健全であれば、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

#### (1) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却（設置許可基準規則解釈の第1項（1）a））

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）の残留熱除去系ポンプの故障等により、格納容器内の冷却機能が喪失した場合に、格納容器内の圧力及び温度を低下させ、炉心の著しい損傷を防止するため、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を設ける。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、常設低圧代替注水系格納槽内に設置する常設低圧代替注水系ポンプを用い、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の水源であるサブプレッション・プールとは異なる代替淡水貯槽を水源とし、ドライウェル内にスプレイする設計とする。また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、炉心の著しい損傷が発生した場合、スプレイ水の放射性物質叩き落としの効果により原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質の濃度を低下させることが出来る設計とする。



(2) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（設置許可基準規則解釈の第1項（1）a））

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ又はサブレーション・プールが機能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、可搬型重大事故等対処設備として代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を設ける。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、西側及び南側の可搬型重大事故等対処設備保管場所（以下「西側及び南側保管場所」という。）に保管した可搬型代替注水大型ポンプを必要な場所に移動して使用し、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)の水源であるサブレーション・プールとは異なる代替淡水貯槽を水源とし、ドライウェル内にスプレイする設計とする。また、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、炉心の著しい損傷が発生した場合、スプレイ水の放射性物質叩き落としの効果により原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質の濃度を低下させることが出来る設計とする。

(3) 代替循環冷却系による格納容器内の除熱（設置許可基準規則解釈の第1項（1）a））

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプの機能喪失時に、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、又は炉心の著しい損傷、熔融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に熔融炉心が残存する場合に、原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質の濃度を低下させるため、代替循環冷却系を設ける。

本系統は、サブレーション・プールを水源とし、原子炉建屋原子炉棟



に設置する代替循環冷却系ポンプを用い、残留熱除去系熱交換器で冷却されたサプレッション・プール水を格納容器にスプレーする設計とする。

なお、代替循環冷却系については「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) 設計基準事故対処設備に対する多様性、独立性及び位置的分散の確保  
(設置許可基準規則解釈の第1項 (1) b)

上記(1)及び(2)の重大事故等対処設備である代替格納容器スプレー冷却系（常設）、代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレー冷却系)に対し、異なるポンプ（常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ）、駆動源（常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置、ディーゼルエンジン駆動）、冷却源(不要（自然冷却）、自己冷却)を用いることで多様性を有する設計とする。また、地震、津波、火災及び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、代替格納容器スプレー冷却系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは常設低圧代替注水系格納槽内に、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置は屋外に設置することで、残留熱除去系(格納容器スプレー冷却系)に対して位置的分散を図る設計とする。

代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、屋外の西側及び南側保管場所に保管することで、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）に対して位置的分散を図る設計とする。

なお、多様性、独立性及び位置的分散については3.6.2.1.3項、



3.6.2.2.3項に詳細を示す。

(5) 兼用について（設置許可基準規則解釈の第1項（2）a）

本項における炉心損傷防止目的の設備と格納容器破損防止目的の設備は同一設備とする。

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時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。

(6) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器スプレイ

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は，サブプレッション・プールの水を，残留熱除去系の熱交換器を介して冷却し，ドライウエル内にスプレイする機能を有する。

本系統は，サブプレッション・プールを水源とし，残留熱除去系ポンプにて，残留熱除去系熱交換器を介して冷却し，スプレイヘッドよりドライウエル内にスプレイする。スプレイされた水の水位がベント管口に達した後は，ベント管を通じてサブプレッション・プールに戻り，再びスプレイ水として使用される。

残留熱除去系熱交換器の冷却用海水は，残留熱除去系海水ポンプにより送水する。

なお，残留熱除去系海水系については「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（設置許可基準規則第48条に対する設計方針を示す章）」で示す。



(7) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の冷却

残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）は，サブプレッション・プール水の温度を所定の温度以下に冷却できる機能を有する。

本系統は，サブプレッション・プールを水源とし，残留熱除去系ポンプを用い，残留熱除去系熱交換器にてサブプレッション・プール水を冷却しサブプレッション・プールに戻す。

なお，残留熱除去系熱交換器の冷却用海水に関する説明は，「（6）残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器スプレイ」と同じである。

また，格納容器内を冷却するための自主対策設備として，以下を整備する。

(8) 消火系による格納容器内の冷却

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び常設低圧代替注水系ポンプが機能喪失した場合においても格納容器スプレイを可能とするために，自主対策設備として，消火系ポンプ，消火系配管及び残留熱除去系（B）配管を用いた格納容器スプレイ手順を整備する。

本系統は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）とは異なる淡水タンク（多目的タンク及びろ過水貯蔵タンク）を水源とし，電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを用い，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）を通じて，スプレイヘッドより格納容器内にスプレイする設計とする。本系統は，耐震Sクラス設計ではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが，使用可能であれば，原子炉



を冷却する手段として有効である。

#### (9) 補給水系による格納容器内の冷却

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び常設低圧代替注水系ポンプが機能喪失した場合においても格納容器スプレイを可能とするために、自主対策設備として、補給水系を用いた格納容器スプレイ手順を整備する。

本系統は、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)及び代替格納容器スプレイ冷却系とは異なる復水貯蔵タンクを水源とし、復水移送ポンプを用い、復水移送系、消火系及び残留熱除去系(B)配管を通じてスプレイヘッドより格納容器内にスプレイする設計とする。本系統は、耐震Sクラス設計ではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、使用可能であれば、原子炉を冷却する手段として有効である。

#### (10) ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)及び代替格納容器スプレイ冷却系等の復旧ができず、格納容器の除熱手段がない場合に、格納容器内へ冷却水を供給後、格納容器内ガス冷却装置送風機により格納容器を除熱する手順を整備する。本設備は、耐震SクラスではないことからS<sub>s</sub>機能維持を担保できず、除熱量も小さいが、常設代替交流電源設備により原子炉補機冷却水系を復旧し、格納容器内への冷却水通水及びドライウェル内ガス冷却装置送風機の起動が可能である場合、格納容器内の除熱手段の一つとして有効である。

なお、ドライウェル内ガス冷却装置は、冷却水の供給を継続することで、送風機を停止状態としても、ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイル表面



で格納容器内部の蒸気を凝縮し、格納容器の圧力上昇を緩和することが可能である。

また、技術的能力審査基準への適合のため、復旧手順として以下を整備する。

#### (11) 復旧手段

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及びサブプレッション・プール冷却系）が全交流動力電源喪失により起動できない場合に、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置を用いて電源を供給することで、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・プール冷却系）を復旧する手順を整備する。

なお、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。また、炉心の著しい損傷防止のための残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）の復旧手順については、「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「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」の以下の項目で示す。

##### a. 炉心の著しい損傷損傷防止のための対応手順

1.6.2 重大事故等発生時の手順 1.6.2.2 (2) a. (a) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱及び(b) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）復旧後のサブプレッション・プール水の除熱

##### b. 格納容器破損を防止するための対応手順



1.6.2 重大事故等発生時の手順 1.6.2.3 (2) a. (a)残留熱除去系  
(格納容器スプレイ冷却系) 復旧後の格納容器内の除熱及び(b) 残留熱  
除去系 (サブプレッション・プール冷却系) 復旧後のサブプレッション・プ  
ール水の除熱

また、技術的能力審査基準への適合のため、代替淡水貯槽又は複数の淡水  
源(淡水貯水池A, B)の淡水が枯渇した場合の海水の利用手段として、以  
下を整備する。

#### (12) 代替格納容器スプレイ冷却系の海水の利用

代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び代替格納容器スプレイ冷却系  
(可搬型)の水源である代替淡水貯槽、又は複数の淡水源(淡水貯水池A,  
B)の淡水が枯渇した場合は、防潮堤内側の取水箇所(SA用海水ピット)  
から、可搬型代替注水大型ポンプを用いて補給が可能な設計とする。なお、  
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。代替淡水貯  
槽への海水の補給手順については、「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「1.13 重大  
事故等の収束に必要な水の供給手順等」の以下の項目で示す。

- ・1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順 (1) 代替淡水貯槽へ水  
を補給するための対応手段 a. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡  
水貯槽への補給(淡水/海水)



### 3.6.2 重大事故等対処設備

#### 3.6.2.1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）

##### 3.6.2.1.1 設備概要

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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）の有する原子炉の冷却機能が喪失した場合に、この機能を代替し、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、又は炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合に、原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質の濃度を低下させることを目的として設置するものである。

本系統は、常設低圧代替注水系ポンプ、電源設備（非常用電源設備、常設代替交流電源設備）、水源である代替淡水貯槽、流路である代替格納容器スプレイ冷却系（常設）配管・弁、残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド、注水先である格納容器等から構成される。

重大事故等時においては、代替淡水貯槽を水源として、常設低圧代替注水系ポンプ2個の起動及び系統構成（電動弁操作）を中央制御室のスイッチ操作により行い、残留熱除去系配管を経由して格納容器にスプレイすることで、格納容器内を冷却する機能を有する。

本系統に属する重大事故等対処設備を第3.6-1表に、本系統全体の概要図を第3.6-1図に示す。

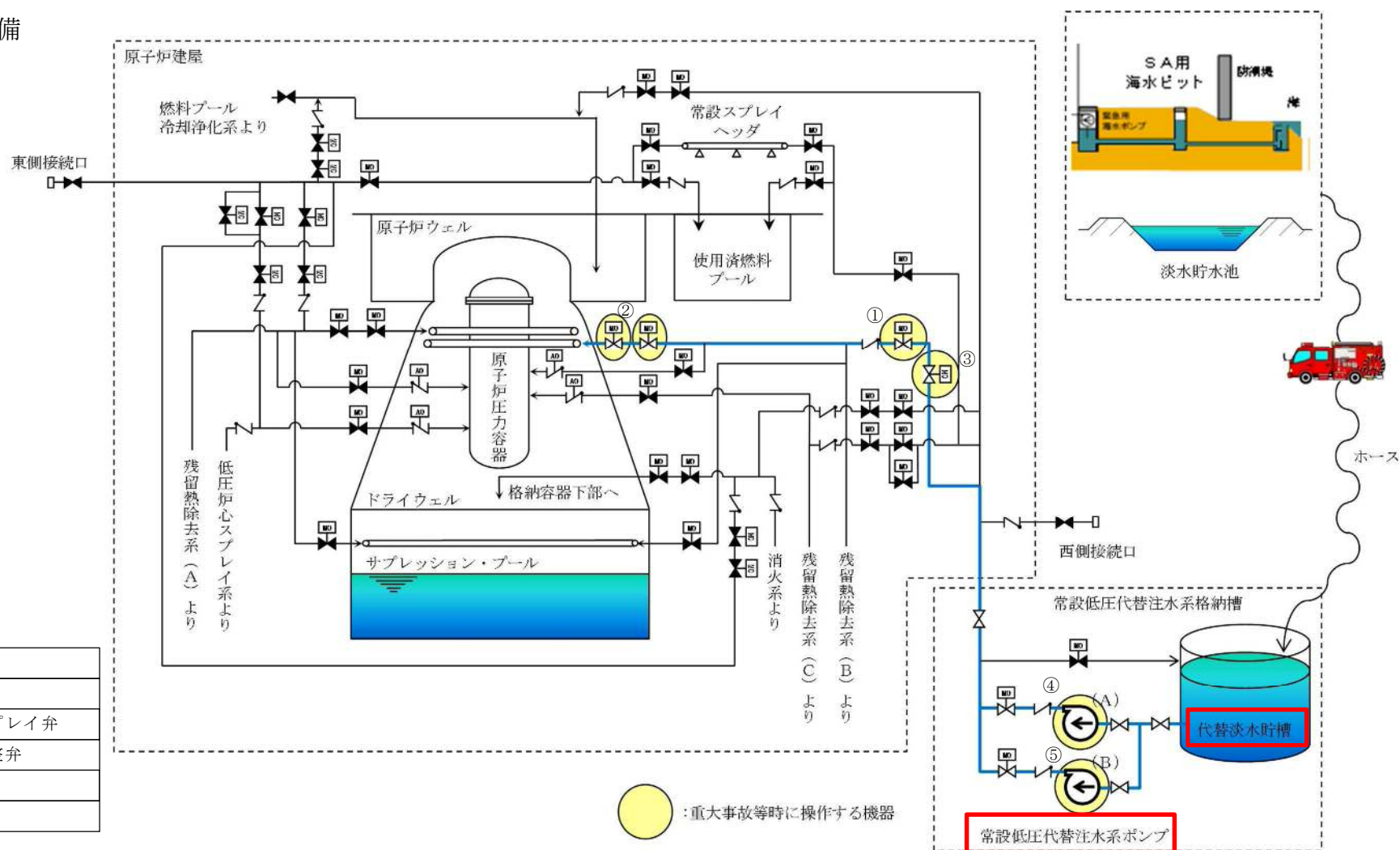
常設低圧代替注水系ポンプの電源は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置より給電できる設計とする。



: 主要設備

— : 流路

弁名称
①代替格納容器スプレイ注水弁
②残留熱除去系（B）D/Wスプレイ弁
③代替格納容器スプレイ流量調整弁
④低圧代替注水系ポンプ（A）
⑤低圧代替注水系ポンプ（B）



第 3.6-1 図 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）系統概要図



第 3.6-1 表 代替格納容器スプレイ冷却系（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		常設低圧代替注水系ポンプ【常設】 代替淡水貯槽【常設】*1
関連設備	附属設備	—
	水源	—
	流路	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）配管・弁【常設】 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド【常設】
	注水先	格納容器【常設】
	電源設備*2 （燃料補給設備含む）	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*3	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量【常設】 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 ドライウエル圧力【常設】 サブプレッション・チェンバ圧力【常設】 サブプレッション・プール水位【常設】 代替淡水貯槽水位【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：計測制御設備については「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。



### 3.6.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 常設低圧代替注水系ポンプ

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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

種 類	: うず巻形
容 量	: 約200m <sup>3</sup> ／h／個
全 揚 程	: 約200m
最高使用圧力	: 3.14MPa[gage]
最高使用温度	: 66℃
個 数	: 2
取 付 箇 所	: 常設低圧代替注水系格納槽内
電 動 機 出 力	: 約190kW／個

#### (2) 代替淡水貯槽

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
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備



基	数	: 1
容	量	: 約5,000m <sup>3</sup>
種	類	: ライニング槽
取 付 箇 所		: 常設低圧代替注水系格納槽内



### 3.6.2.1.3 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の多様性，独立性及び位置的分散

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，第3.6-2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。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプの電源は，屋外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される設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプの電源（非常用ディーゼル発電機）に対し，多様性及び位置的分散を図る設計とする。また，原子炉建屋原子炉棟内に設置する残留熱除去系熱交換器及び屋外に設置する残留熱除去系海水ポンプについても，常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプのサポート系として，冷却水は不要（自然冷却）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ポンプの冷却水（残留熱除去系海水系）と同時に機能喪失しない多様性を持たせた設計とする。

水源については，常設低圧代替注水系格納槽内に設置する代替淡水貯槽を使用することで，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプの水源である，原子炉建屋原子炉棟内のサブプレッション・プールに対し多様性及び位置的分散を図る設計とする。

電動弁については，駆動部の手動ハンドルにて手動操作も可能な設計と



することで、電動駆動に対し多様性を持たせた設計とする。

また、代替格納容器スプレイ冷却系は、第3.6-4表 で示すとおり、地震、津波、火災及び溢水による共通要因故障を防止するために、独立性を確保する設計とする。

流路を構成する配管等の静的機器については、残留熱除去系注入弁及び残留熱除去系注入ライン（原子炉から代替格納容器スプレイ冷却系につながる配管との分岐まで）を除く範囲で、可能な限り分離配置することで、位置的分散を図る設計とする。



第3.6-2表 多様性及び位置的分散

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 (格納容器スプレイ冷却系)	代替格納容器 スプレイ冷却系 (常設)
ポンプ	残留熱除去系ポンプ	常設低圧代替注水系 ポンプ
	原子炉建屋原子炉棟地下2階	常設低圧代替注水系 格納槽
水源	サプレッション・プール	代替淡水貯槽
	原子炉建屋原子炉棟地下2階	常設低圧代替注水系 格納槽
駆動用空気	不要	不要
潤滑油	不要	不要 (内包油)
冷却水	残留熱除去系海水系	不要 (自然冷却)
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



第3.6-3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 (格納容器スプレイ冷却系)	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)
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 (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代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 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 (格納容器スプレイ冷却系) は、防潮堤及び浸水防止設備の設置により、重大事故防止設備である代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) は、防潮堤及び浸水防止設備の設置に加え、水密構造の地下格納槽に設置することで、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 (格納容器スプレイ冷却系) と、重大事故防止設備である代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 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 重大事故等対処設備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 (格納容器スプレイ冷却系) と、重大事故防止設備である代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 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 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す)。	



#### 3.6.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

##### 3.6.2.1.4.1 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。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、常設低圧代替注水系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、常設低圧代替注水系格納槽内の環境条件を考慮し、以下の第3.6-4表に示す設計とする。

(49-3-1, 2, 49-4-1, 2)



第3.6-4表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である常設低圧代替注水系格納槽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	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。原子炉圧力容器への注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮した設計とする。
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。）
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	常設低圧代替注水系格納槽に設置するため，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、「2.3.6 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用し格納容器スプレイを行う系統は、重大事故等時、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。また、常設低圧代替注水系ポンプ及び電動弁は、中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプを運転する場合は、中央制御室からのスイッチ操作で常設低圧代替注水系ポンプを起動し、代替淡水貯槽への循環運転状態とする。その後、中央制御室からのスイッチ操作で、代替格納容器スプレイ注水弁、代替格納容器スプレイ流量調整弁及び残留熱除去系（B）D/Wスプレイ弁を開とし格納容器へのスプレイを行う設計とする。代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の操作に必要なポンプ及び弁を第3.6-5表に示す。

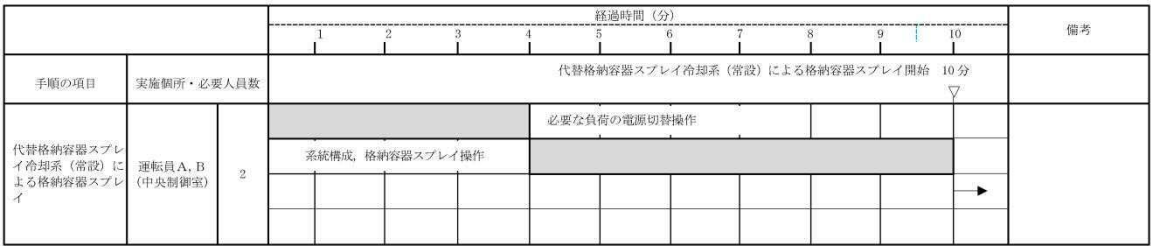
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）である常設低圧代替注水系ポンプの起動・停止・運転状態及び電動弁の開閉状態については、中央制御室の表示灯・操作画面等で視認可能な設計とし、中央制御室における監視又は試験・検査等にて確認可能な設計とする。また、中央制御室のス



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，操作スイッチは，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。

系統の運転に必要な弁は，中央制御室から遠隔操作する設計とすることで，格納容器へのスプレイが必要となるまでの間に，第3.6-2図で示すタイムチャートとおりに速やかに切り替えることが可能な設計とする。

(49-3-1， 3～4, 49-4-1)



第3.6-2図 代替格納容器スプレイ系による格納容器スプレイ

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1.6 で示すタイムチャート

(49-3-1～7， 49-4-1， 2)



第3.6-5表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
常設低圧代替注水系ポンプ（A）	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
常設低圧代替注水系ポンプ（B）	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
残留熱除去系（B）D/Wスプレ イ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
代替格納容器スプレイ注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
代替格納容器スプレイ流量調整弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室



(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、「2.3.6 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系の常設低圧代替注水系ポンプは、他系統と独立した試験系統により、第3.6-6表に示すように、原子炉運転中に機能・性能検査及び弁動作確認を、また、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。

代替格納容器スプレイ冷却系の常設低圧代替注水系ポンプは、原子炉停止中に、分解検査として、ケーシングカバーを取り外して、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、分解検査として、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、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、代替格納容器スプレイ冷却系の常設低圧代替注水系ポンプは、吐出配管にテストラインを設け、原子炉運転中又は原子炉停止中に、機能・性能検査として、代替淡水貯槽を水源とした循環運転を行うことで、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。

第3.6-6表 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の試験及び検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認，外観の確認
	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

(49-5-1～2)



(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、「2.3.6 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系配管に接続し、一部配管を共用しているが、共用部分以外は独立した配管であり本来の用途以外に使用しない。また、共用部分についても、重大事故等に対処するための系統構成は必要としない。

(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。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、通常待機時は、代替格納容器スプレイ注水弁，代替格納容器スプレイ流量調整弁を閉止しておくこ



とで残留熱除去系（B）と隔離する系統構成とし、取合系統である残留熱除去系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。隔離弁については第3.6-7表に示す。また、代替格納容器スプレイ冷却系を用いる場合は、弁操作によって、通常時の系統構成から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。

(49-4-1, 2)

第3.6-7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（B）	代替格納容器スプレイ注水弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉
残留熱除去系（B）	代替格納容器スプレイ流量調整弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉

(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。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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3.6-8表に示す。常設低圧代替注水系



ポンプ，代替格納容器スプレイ注水弁，代替格納容器スプレイ注水流量調整弁，残留熱除去系（B）D／Wスプレイ弁は，原子炉建屋原子炉棟又は屋外（常設低圧代替注水系格納槽）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により，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。

(49-3-1, 3～4)

第3.6-8表 操作対象機器リスト

機器名称	設置場所	操作場所
常設低圧代替注水系ポンプ（A）	常設低圧代替注水系格納槽	中央制御室
常設低圧代替注水系ポンプ（B）	常設低圧代替注水系格納槽	中央制御室
代替格納容器スプレイ注水弁	原子炉建屋原子炉棟3階	中央制御室
代替格納容器スプレイ注水流量調整弁	原子炉建屋原子炉棟3階	中央制御室
残留熱除去系（B）D／Wスプレイ弁	原子炉建屋原子炉棟3階	中央制御室



#### 3.6.2.1.4.2 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。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は，設計基準事故対処設備が有する格納容器内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又は炉心の著しい損傷が発生した場合にあっても格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ流量を有する設計とする。

スプレイ流量としては，炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち，高圧・低圧注水機能喪失，全交流動力電源喪失（長期T B，T B D），崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が喪失した場合），L O C A時注水機能喪失及び格納容器破損防止の重要事故シーケンスに係る有効性評価（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において，有効性が確認されている格納容器へのスプレイ流量が，最大 $300\text{m}^3/\text{h}$ であることから，ポンプ1個当たり $150\text{m}^3/\text{h}$ 以上を注水可能な設計とし，2個使用する設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系は，低圧代替注水系（常設）又は格納容器下部注水系と同時に使用する可能性があるため，原子炉注水を同時に行う場合の格納容器への最大スプレイ流量 $130\text{m}^3/\text{h}$ 又は格納容器下部注水を同時に行う場合の格納容器への最大スプレイ流量 $300\text{m}^3/\text{h}$ を確保



可能な設計とする。

格納容器にスプレイする場合の常設低圧代替注水系ポンプの揚程は、格納容器スプレイ時の最大流量でスプレイを実施する場合の圧損（水源（代替淡水貯槽）とスプレイ先（格納容器）の圧力差，静水頭，機器圧損，配管及び弁類圧損）を考慮した要求値が約144mであることから，約200mの揚程を確保可能な設計とする。

なお，代替淡水貯槽の容量の説明は，「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。

(49-6-1～4, 10～11)

## (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，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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

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。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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）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、3.6.2.1.3 項に記載のとおりである。



### 3.6.2.2 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）

#### 3.6.2.2.1 設備概要

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）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）の有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合に、この機能を代替し、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、又は炉心の著しい損傷、熔融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に熔融炉心が残存する場合に、原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質の濃度を低下させることを目的として設置するものである。

本系統は、可搬型代替注水大型ポンプ、水源である代替淡水貯槽、流路である代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁、残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド、ホース、燃料設備である可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ、注水先である原子炉格納容器等から構成される。

重大事故等時には、代替淡水貯槽を水源とし、可搬型代替注水大型ポンプ1個により、原子炉格納容器へスプレイすることで原子炉格納容器を冷却する設計とする。

本系統に属する重大事故等対処設備を第3.6-9表に、本系統全体の概要図を第3.6-3図に示す。

可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼルエンジンにて駆動し、付属する操作スイッチにより起動できる設計とする。燃料は可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリを用いて給油できる設計とする。

また、防潮堤の内側の取水箇所（SA用海水ピット、淡水貯水池A、B）から取水可能な設計とする。なお、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」で示す。

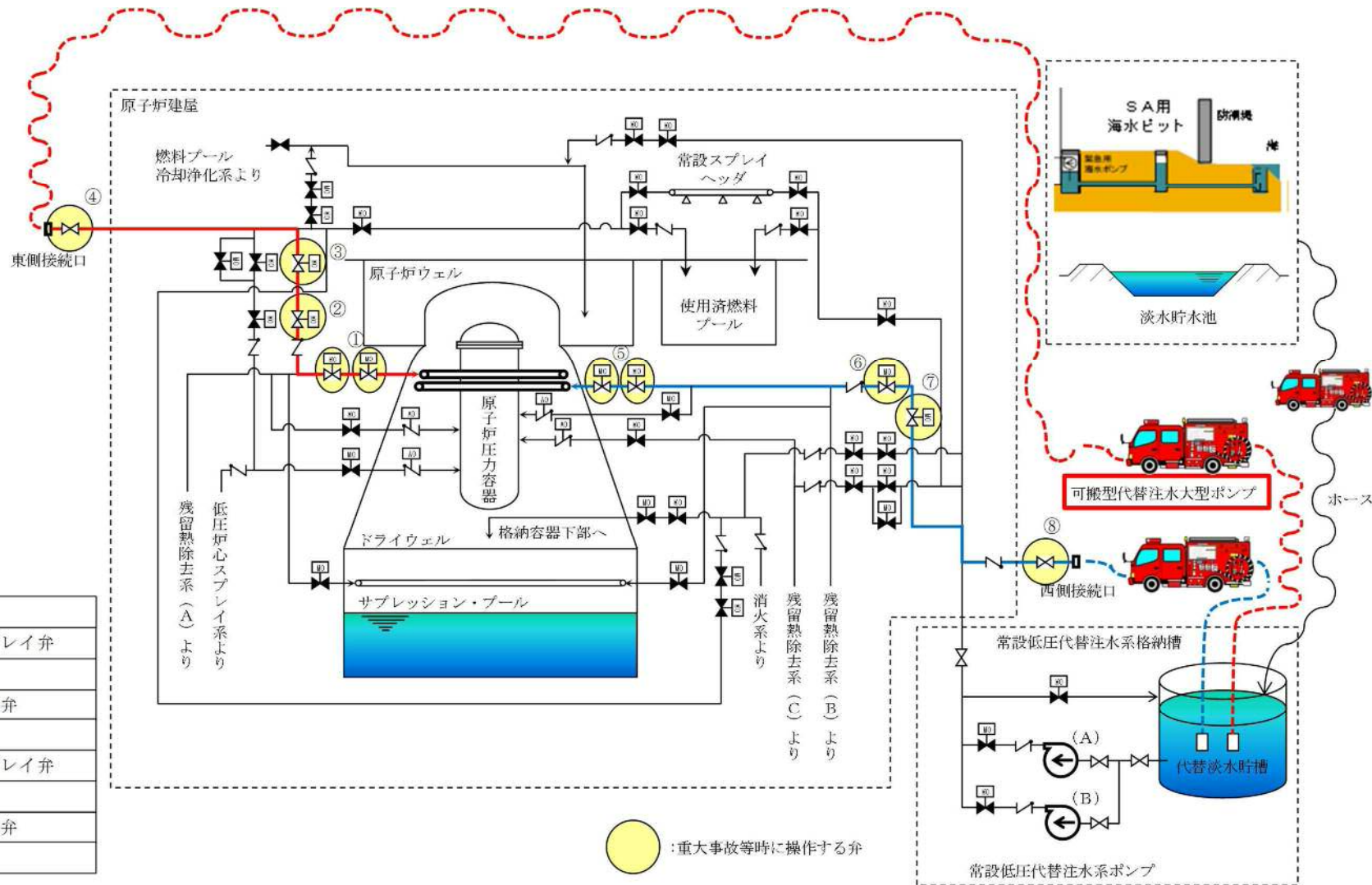
可搬型代替注水大型ポンプを使用する際に接続する接続口は、共通要因に



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、位置的分散を考慮し、原子炉建屋の異なる面（原子炉建屋東側及び西側）の隣接しない位置に設置する。



: 主要設備  
— : 流路  
- - - : ホース



弁名称
①残留熱除去系 (A) D/Wスプレイ弁
②代替格納容器スプレイ注水弁
③代替格納容器スプレイ流量調整弁
④東側接続口附属の弁
⑤残留熱除去系 (B) D/Wスプレイ弁
⑥代替格納容器スプレイ注水弁
⑦代替格納容器スプレイ流量調整弁
⑧西側接続口附属の弁

第 3.6-3 図 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) 系統概要図



第 3.6-9 表 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）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		可搬型代替注水大型ポンプ【可搬】 代替淡水貯槽【常設】*1
関連設備	附属設備	—
	水源	—
	流路	代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁【常設】 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド【常設】 ホース【可搬】
	注水先	格納容器【常設】
	電源設備*2	可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
	計装設備*3	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量【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】 サプレッション・プール水温度【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】 サプレッション・プール水位【常設】 代替淡水貯槽水位【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。



### 3.6.2.2.2 主要設備の仕様

#### (1) 可搬型代替注水大型ポンプ

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
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 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
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・ 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

種 類	: うず巻形
容 量	: 約1,320m <sup>3</sup> /h/個
揚 程	: 約140m
最高使用圧力	: 1.4MPa[gage]
最高使用温度	: 60℃
原 動 機 出 力	: 847kW/個
個 数	: 4(予備2 <sup>*1</sup> )
設 置 場 所	: 屋外
保 管 場 所	: 西側、南側保管場所及び予備機置場

\* 1 「可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）」と兼用



## (2) 代替淡水貯槽

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
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 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
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

基 数 : 1

容 量 : 約5,000m<sup>3</sup>

種 類 : ライニング槽

取 付 箇 所 : 常設低圧代替注水系格納槽内



### 3.6.2.2.3 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の多様性及び独立性，位置的分散

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，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）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，第3.6-10表で示すとおり，多様性及び位置的分散を図る設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，西側及び南側保管場所に保管することで，原子炉建屋原子炉棟内に設置する残留熱除去系ポンプ及び低圧代替注水系格納槽内に設置する常設低圧代替注水系ポンプと位置的分散を図る設計とする。また，重大事故等時の使用時において，可搬型代替注水大型ポンプのサポート系として冷却水は自己冷却とすることで，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプの冷却水（残留熱除去系海水系）及び常設低圧代替注水系ポンプに対し多様性を確保する設計とする。

駆動源については，ディーゼルエンジン駆動とすることで，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプの電源（非常用ディーゼル発電機）及び常設低圧代替注水系ポンプの電源である常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）に対し多様性を確保する設計とする。

水源については，常設低圧代替注水系格納槽内に設置する代替淡水貯槽を使用することで，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプの水源である，原子炉建屋原子炉棟内のサブプレッション・プールに対し，多様性及び位置的分散を図る設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，第3.6-11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，独立性を確保する設計とする。



なお，故障時及び保守点検時の予備として，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは予備を有する設計とする。

第3.6-10表 多様性及び位置的分散

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（格納容器スプレイ冷却系）	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）
ポンプ	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ	常設低圧代替注水ポンプ	可搬型代替注水大型ポンプ
	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	常設低圧代替注水系格納槽	西側及び南側 保管場所
水源	サプレッション・プール	代替淡水貯槽	代替淡水貯槽
	原子炉建屋原子炉棟	常設低圧代替注水系格納槽内	常設低圧代替注水系格納槽内
駆動用空気	不要	不要	不要
潤滑油	不要（内包油）	不要（内包油）	不要（内包油）
冷却水	残留熱除去海水系	不要（自然冷却）	自己冷却
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	不要 （ディーゼルエンジン）
	原子炉建屋附属棟 地下1階	屋外	西側及び南側 保管場所



第 3.6-11 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 (格納容器スプレイ冷却系)	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型)
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（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代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）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（格納容器スプレイ冷却系）は、防潮堤及び浸水防止設備の設置により、重大事故防止設備である代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、防潮堤及び浸水防止設備の設置に加え、津波が遡上しない高台に配備することで、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（格納容器スプレイ冷却系）と、重大事故防止設備である代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）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 重大事故等対処設備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（格納容器スプレイ冷却系）と、重大事故防止設備である代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）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 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	



#### 3.6.2.2.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

##### 3.6.2.2.4.1 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

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，西側及び南側保管場所に保管し，重大事故時に水源である代替淡水貯槽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し，以下の第3.6-12表のと通りの設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの操作は，可搬型代替注水大型ポンプに付属する操作スイッチにより，設置個所にて操作可能である。

風（台風），竜巻による荷重については，当該荷重を考慮しても機能維持できる設計とする。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，防水対策が取られた可搬型代替注水大型ポンプを使用し，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。

(49-7-1)



第3.6-12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	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。原子炉圧力容器への注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮した設計とする。
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、「2.3.6 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を運転する場合は、可搬型代替注水大型ポンプを、水源である代替淡水貯槽近傍に配置するとともにホース接続を実施し、系統構成として、残留熱除去系（A）D/Wスプレイ弁（又は残留熱除去系（B）D/Wスプレイ弁）、代替格納容器スプレイ注水弁、代替格納容器スプレイ注水流量調整弁の開操作を実施した後、原子炉建屋東側又は西側接続口の弁を開とし、可搬型代替注水大型ポンプ付属の操作スイッチによりポンプを起動することで格納容器スプレイを行う。代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の操作に必要なポンプ、弁及びホースを第3.6-13表に示す。

このうち原子炉建屋東側又は西側接続口の弁については、接続口が設置されている原子炉建屋東側又は西側から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプ付属の操作スイッチを操作するにあたり、重大事故等対応要員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。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、可搬型代替注水大型ポンプは、



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，簡便な接続金物並びに一般的な工具により，確実に接続が可能な設計とする。可搬型代替注水大型ポンプの移動，設置，起動操作及び系統への接続に必要な弁操作については，格納容器へのスプレーが必要となるまでの間に，第3.6-4図で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能な設計とする。







第3.6-13表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
可搬型代替注水大型ポンプ	起動停止	スイッチ操作	屋外設置場所
接続口の弁 (原子炉建屋東側又は西側)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口近傍
代替格納容器スプレイ注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
代替格納容器スプレイ注水流量調整弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
残留熱除去系 (B) D/Wスプレイ弁又は残留熱除去系 (A) D/Wスプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
ホース	ホース接続	人力接続	屋外



(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、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、「2.3.6 操作性及び検査性について」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、第3.6-14表に示すように、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、淡水貯水池を水源とし、可搬型代替注水大型ポンプ、仮設圧力計・流量計、ホースの系統構成で循環運転を実施することにより、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。ポンプ及び弁については、機能・性能検査等に合わせて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、原子炉運転中又は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。

可搬型代替注水大型ポンプは、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 3.6-14 表 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）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	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁・ホースの漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両の走行確認

(49-5-1, 2)



(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、「2.3.6 操作性及び試験・検査性について」示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、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。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、通常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運用とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により格納容器スプレイを行う場合は、弁操作によって通常時の系統構成から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。

可搬型代替注水大型ポンプは、保管場所において転倒しないことを確認することで、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、可搬型代替注水大型ポンプは、固縛等により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。

代替格納容器スプレイ系（可搬型）の系統構成に操作が必要な機器の設置場所、操作場所を第3.6-15表に示す。このうち、屋外で操作する可搬型代替注水大型ポンプ、原子炉建屋東側又は西側接続口の弁、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とること、線量を測定し線量が低い位置で作業を行うことにより、これらの設備の設置及び常設設備との接続が可能である。

第3.6-15表 操作対象機器

機器名称	設置場所	操作場所
可搬型代替注水大型ポンプ	屋外設置場所	屋外設置場所
接続口付属の弁 (原子炉建屋東側)	屋外接続口近傍	屋外接続口近傍
接続口付属の弁 (原子炉建屋西側)	屋外接続口近傍	屋外接続口近傍
原子炉注水弁	原子炉建屋原子炉棟	中央制御室
原子炉圧力容器注水流量調整弁	原子炉建屋原子炉棟	中央制御室
残留熱除去系(B) D/W スプレイ弁又は残留熱除去 系(A) D/Wスプレイ弁	原子炉建屋原子炉棟	中央制御室
ホース	屋外	屋外



#### 3.6.2.2.4.2 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。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、設計基準事故対処設備が有する格納容器内の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するために必要なスプレイ流量を有する設計とする。

スプレイ流量としては、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち高圧・低圧注水機能喪失、全交流動力電源喪失（長期TB）、崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が喪失した場合）及びLOCA時注水機能喪失並びに格納容器破損防止に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、有効性が確認されている格納容器へのスプレイ流量が最大 $300\text{m}^3/\text{h}$ であることから、ポンプ1個あたり約 $1,320\text{m}^3/\text{h}$ 以上をスプレイ可能な設計とし、1個使用する設計とする。

揚程（吐出圧力）としては、格納容器にスプレイする場合の圧損（水源（代替淡水貯槽）とスプレイ先（格納容器）の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損）を考慮し、約 $1.40\text{MPa}$  [gage] の吐出圧力を確保可能な設計とする。



代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時において注水等に必要な容量を有するものを1個と水の移送に必要な容量を有するものを1個と同時に使用するために1セット2個使用する。保有数は2セットで4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2個の合計6個を保管する。但し、予備については、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と兼用する。

可搬型代替注水大型ポンプは、他系統への注水と同時に使用する場合でも、各々の必要流量が確保可能な設計とする。

(49-6-6～9)

(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、「2.3.6 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプ側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。また、原子炉建屋東側接続口と原子炉建屋西側接続口の口径を統一し、確実に接続できる設計とする。

(49-7-1, 2)

(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っては、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。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプの接続箇所である接続口は、重大事故等時の環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため，原子炉建屋の異なる面の隣接しない位置に設置することとし，原子炉建屋東側に1箇所，原子炉建屋西側に1箇所設置し，合計2箇所を設置することで，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設計とする。



(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。

屋外で操作する可搬型代替注水大型ポンプ、原子炉建屋東側又は西側接続口の弁、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、これらの設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。

(49-7-1, 2)



(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。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，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，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，残留熱除去系ポンプ及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプと位置的分散を図り，発電所敷地内の可搬型設備保管場所に保管する設計とする。



(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、「2.3.6 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、通常時は西側及び南側保管場所に保管しており、想定される重大事故等が発生した場合における、保管場所から接続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。

(49-9-1～4)



(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。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、設計基準事故対処設備の残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）と重大事故防止設備の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に対し、多様性及び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、3.6.2.2.3項に記載のとおりである。



### 3.6.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

#### 3.6.3.1 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）

##### 3.6.3.1.1 設備概要

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、独立した2系統で構成し、低圧注水系等と連携して、1系統で再循環配管破断による冷却材流出のエネルギー、崩壊熱及び燃料の過熱にともなう燃料被覆管（ジルカロイ）と水との反応による発生熱を除去し、原子炉格納容器内圧力及び温度が異常上昇することを緩和する。

冷却材喪失事故時には、残留熱除去系は低圧注水系として自動起動した後、遠隔手動操作により電動弁を切り替えることで、格納容器スプレイ冷却系として機能する設計としている。

本系統は、電動ポンプ2個、熱交換器2基、配管・弁、スプレイヘッド等からなり、冷却材喪失事故後に、サブプレッション・プール水を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機能を有する。

ドライウエル内にスプレイされた水は、ベント管を通して、サブプレッション・チェンバ内に戻り、サブプレッション・チェンバ内にスプレイされた水とともに残留熱除去系の熱交換器で冷却された後、再びスプレイされる。

本系統の系統概要図を第3.6-5図に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を第3.6-16表に示す。

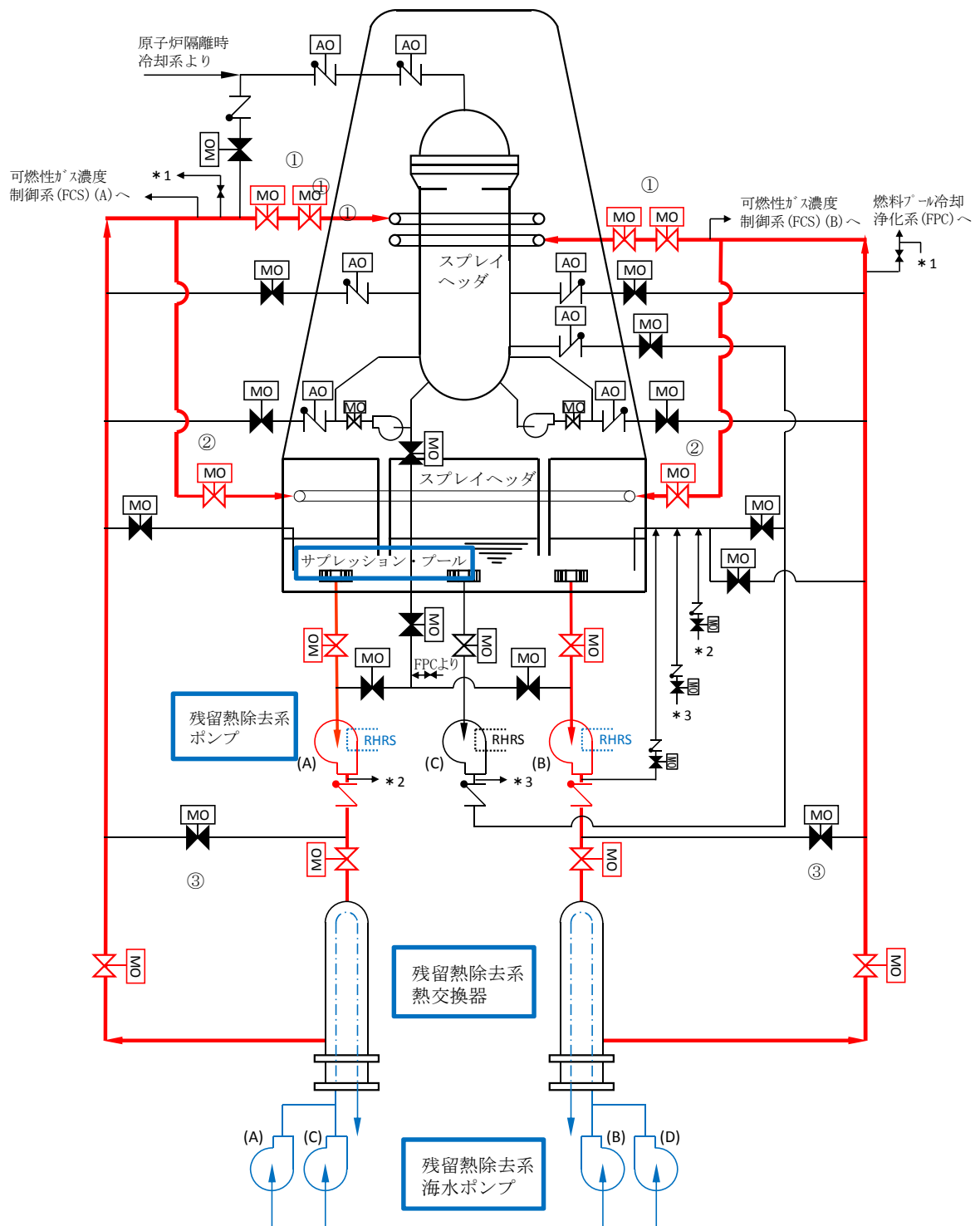
本系統は設計基準事故対処設備であるが、想定される重大事故等時においてその機能を考慮するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

また、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、非常用交流電源



設備からの給電に加え，代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により復旧し，重大事故等時に使用できる設計とする。





弁名称
①残留熱除去系D/Wスプレイ弁
②残留熱除去系S/Pスプレイ弁
③残留熱除去系熱交換器バイパス弁

□ : 主要設備

— : 流路

第3.6-5図 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）系統概要図



第 3.6-16 表 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）に関する重大事故等対  
処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分		設備名
主要設備		残留熱除去系ポンプ【常設】 残留熱除去系海水ポンプ【常設】* <sup>1</sup> 残留熱除去系熱交換器【常設】 サプレッション・プール【常設】* <sup>2</sup>
関連設備	附属設備	—
	水源	—
	流路	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ【常設】
	注水先	格納容器【常設】
	電源設備* <sup>3</sup>	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* <sup>4</sup>	残留熱除去系系統流量【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力【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】 サプレッション・プール水位【常設】

\*1：残留熱除去系海水系設備については、「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（設置許可基準規則第48条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*2：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。

\*3：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。

\*4：計装設備については「3.15 計測設備（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。



### 3.6.3.1.2 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

容 量	: 約1,690m <sup>3</sup> /h (1個当たり)
全 揚 程	: 約85m
個 数	: 3
取 付 箇 所	: 原子炉建屋原子炉棟地下2階

#### (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) 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

(4) サプレッション・プール

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高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

個 数 : 1

容 量 : 約3,400m<sup>3</sup>



#### 3.6.3.1.3 設置許可基準規則第 43 条への適合方針

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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である常設代替高圧電源装置からの給電により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）を復旧させる場合については、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、設計基準事故対処設備である非常用電源設備の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（格納容器スプレイ冷却系）に対して、駆動電源の多様性を有する設計とする。なお、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置の多様性、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（格納容器スプレイ冷却系）は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能及び残留熱除去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容量が、原子炉を冷却し、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必要なスプレイ流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（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器スプレイ水として使用する水源のサプレッション・プールは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備の水源と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、原子炉を冷却し、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スプレイ流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3.6-17表に示す設計である。



第3.6-17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	海水を通水しない。
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	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（格納容器スプレイ冷却系）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とする。また，残留熱除去系ポンプは，テストラインにより系統の機能・性能検査が可能な設計とする。残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は，原子炉の運転中に機能・性能検査を，また停止中に分解検査及び外観検査が実施可能な設計とする。



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。



### 3.6.3.2 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）

#### 3.6.3.2.1 設備概要

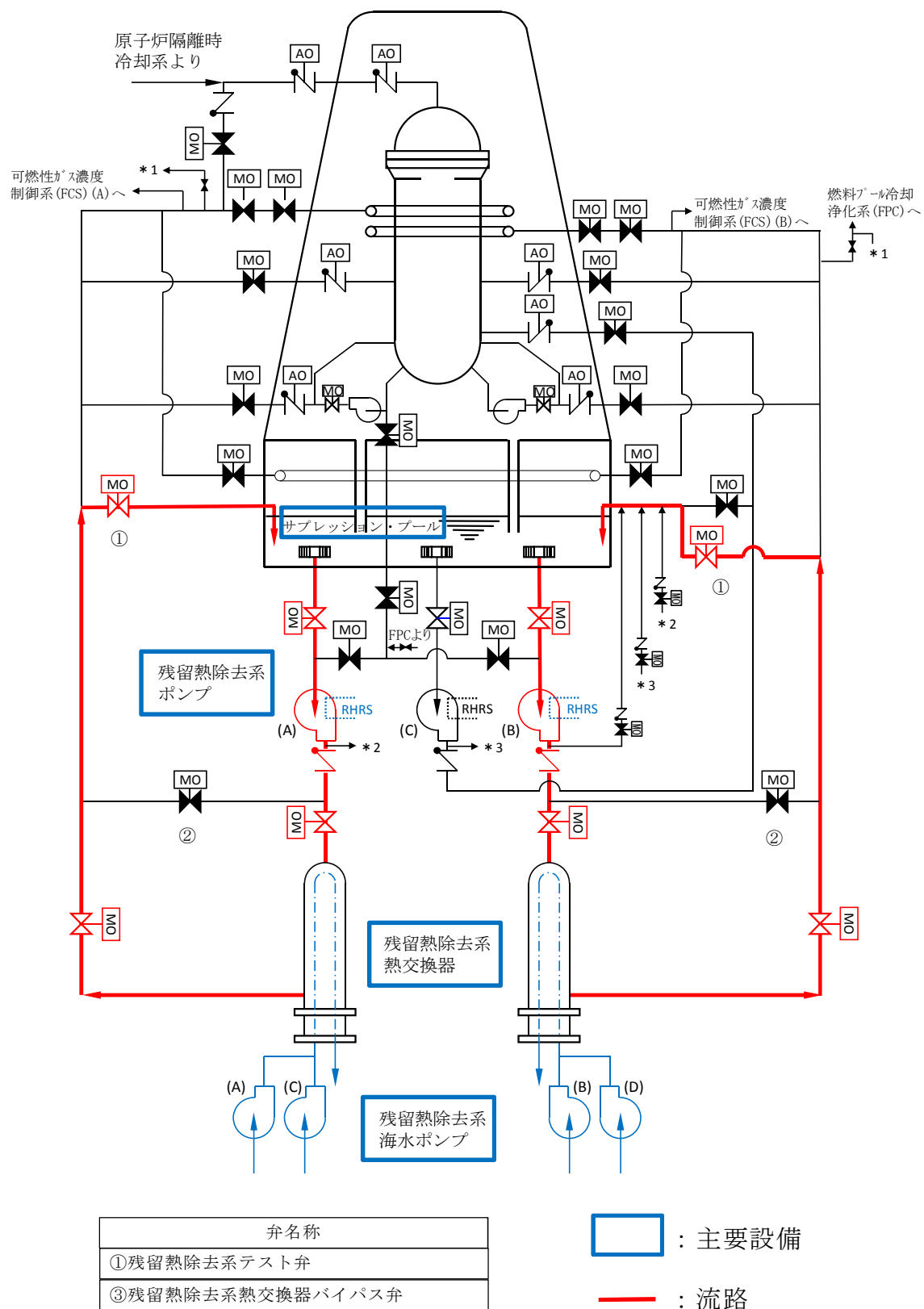
残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）は、2 ループから構成され、電動ポンプ 2 台、熱交換器 2 基、配管・弁等からなり、原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動タービン運転時の排気蒸気等によるサプレッション・プールの温度上昇を抑制する。

本システムの系統概要図を第 3.6-6 図に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を第 3.6-18 表に示す。

本システムは設計基準事故対処設備であるとともに、想定される重大事故等時においてその機能を考慮するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

また、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）は、非常用交流電源設備からの給電に加えて、代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により復旧し、重大事故等時に使用できる設計とする。





第 3.6-6 図 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）

系統概要図



第 3.6-18 表 残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却系）に関する重大  
事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分		設備名
主要設備		残留熱除去系ポンプ【常設】 残留熱除去系海水ポンプ【常設】* <sup>1</sup> 残留熱除去系熱交換器【常設】 サプレッション・プール【常設】* <sup>2</sup>
関連設備	附属設備	—
	水源	—
	流路	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ【常設】
	注水先	サプレッション・プール【常設】
	電源設備* <sup>3</sup>	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* <sup>4</sup>	残留熱除去系系統流量【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力【常設】 サプレッション・プール水温度【常設】 残留熱除去系系統流量【常設】 サプレッション・プール水位【常設】

\*1：残留熱除去系海水系設備については、「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（設置許可基準規則第48条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*2：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。

\*3：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。

\*4：計装設備については「3.15 計測設備（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。



### 3.6.3.2.2 主要設備の仕様

主要設備の機器仕様を以下に示す。

#### (1) 残留熱除去系ポンプ

兼用する設備については、「3.6.3.1.2 主要設備の仕様(1)残留熱除去系ポンプ」に記載のとおり。

容	量	: 約1,690m <sup>3</sup> /h (1個当たり)
全	揚	程 : 約85m
個	数	: 3
取	付	箇所 : 原子炉建屋原子炉棟地下2階

#### (2) 残留熱除去系熱交換器

兼用する設備については、「3.6.3.1.2 主要設備の仕様(2)残留熱除去系熱交換器」に記載のとおり。

基	数	: 2
伝	熱	容 量 : 19.4×103kW (1基当たり)
取	付	箇所 : 原子炉建屋原子炉棟地下2階

#### (3) 残留熱除去系海水ポンプ

兼用する設備については、「3.6.3.1.2 主要設備の仕様(3)残留熱除去系海水ポンプ」に記載のとおり。

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

#### (4) サプレッション・プール



兼用する設備については、「3.6.3.1.2 主要設備の仕様(4)サプレッション・プール」に記載のとおり。

個 数 : 1

容 量 : 約 3,400m<sup>3</sup>



#### 3.6.3.2.3 設置許可基準規則第43 条への適合方針

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）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、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である常設代替高圧電源装置からの給電により残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）を復旧させる場合については、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）は、設計基準事故対処設備である非常用電源設備の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（サプレッション・プール冷却系）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である常設代替高圧電源装置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（サプレッション・プール冷却系）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（サプレッション・プール冷却系）は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない。

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プールの冷却に使用する残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能及び残留熱除去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容量が、サプレッション・プールを冷却するために必要な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。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器については、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 3.6-19 表 に示す設計である。



第3.6-19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	海水を通水しない。
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	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（サプレッション・プール冷却系）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（サプレッション・プール冷却系）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においても使用する設計である。また，残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）は，系統の機能・性能検査が可能な設計である。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器については，原子炉の運転中に機能・性能検査を，また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。



### 3.7 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】

基準適合への対応状況



## 9. 原子炉格納施設

### 9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

#### 9.7.1 概 要

炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させ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。

格納容器の過圧破損を防止するための設備の系統概要図を第 9.7－1 図及び第 9.7－2 図に示す。

#### 9.7.2 設計方針

格納容器の過圧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格納容器内の圧力及び温度を低下させ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及び代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱）を設ける。

##### (1) 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

炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器内の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備（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）として、フィルタ装置、遠隔人力操作機構、圧力開放板、フィルタ装置遮蔽、配管遮蔽、第二弁操作室遮蔽及び第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）を使用する。

フィルタ装置は、格納容器内雰囲気ガスの排気中に含まれる放射性物質を低減できる設計とする。

本系統はサプレッション・チェンバ及びドライウェルと接続し、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，ドライウェルからの排気では，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。

格納容器圧力逃がし装置は，排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため，系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ，使用後においても可搬型窒素供給装置により不活性ガスで置換できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置を使用する際に流路となる不活性ガス系，耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置の配管は，他の原子炉とは共用しない。また，格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で 2 弁設置し，格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで，悪影響を及ぼさない設計とする。

仮に，格納容器圧力逃がし装置の使用と併せて，代替格納容器スプレー冷却系等により格納容器にスプレーを行う場合は，格納容器が負圧とならないよう，格納容器圧力が規定の圧力に達した場合には，スプレーを停止する運用とする。

格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁については，遠隔人力操作機構により容易かつ確実に手動操作できる設計とする。また，炉心の著しい損傷時においても，現場において，人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう，遠隔人力操作機構を介した操作エリアは放射線量率の低い原子炉建屋付属棟に設置するものとする。さらに，第二弁操作室は



遮蔽及び空気ポンベを設置し，ベントガスの操作室への流入を防ぎ，作業員の放射線防護を考慮した設計とする。

フィルタ装置等の周囲には遮蔽体を設け，格納容器からの排気時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。

圧力開放板は，格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう，格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で開放する設計とする。

排気経路における水素濃度及び放射性物質濃度を監視できるように，格納容器圧力逃がし装置の水素が蓄積する可能性のある配管にフィルタ装置入口水素濃度を設け，フィルタ装置出口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又は可搬型代替交流電源設備より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又は可搬型代替直流電源設備より可搬型整流器を介した給電に加え，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備より給電できる設計とする。

可搬型代替交流電源設備の燃料は，可搬型設備用軽油タンクより，タンクローリを用いて補給できる設計とする。

本系統を使用した際に格納容器からの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する。

具体的な設備は，以下のとおりとする。



- ・ フィルタ装置
- ・ 圧力開放板
- ・ 遠隔人力操作機構
- ・ 可搬型窒素供給装置
- ・ フィルタ装置遮蔽
- ・ 配管遮蔽
- ・ 第二弁操作室遮蔽
- ・ 第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンベ）
- ・ 常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）

その他，設計基準事故対処設備である格納容器及び真空破壊弁を重大事故等対処設備として使用する。

## (2) 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器内の破損を防止するため，格納容器の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備（代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱）として，代替循環冷却系ポンプ，サプレッション・プール，緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器（A）を使用する。また，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使用する。

サプレッション・プールを水源とする代替循環冷却系ポンプは，残留熱除去系（A）を介して，原子炉圧力容器へ注水するととも



に、格納容器内にあるスプレイヘッダよりドライウエル内に水をスプレイできる設計とする。また、緊急用海水ポンプによりサブプレッション・プール水を残留熱除去系熱交換器（A）にて冷却できる設計とする。

代替循環冷却系ポンプ及び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給電できる設計とする。

原子炉圧力容器に注水された系統水は、原子炉圧力容器又は格納容器内配管の破断口等から流出し、格納容器のドライウエル内へスプレイされた水とともに、ベント管に設けられている連通孔を経て、サブプレッション・チェンバに戻ることで循環する。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・代替循環冷却系ポンプ
- ・緊急用海水ポンプ
- ・残留熱除去系熱交換器（A）
- ・サブプレッション・プール
- ・常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

残留熱除去系を構成する残留熱除去系ポンプ（A）は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、設計基準事故対処設備である格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

格納容器は、設計基準事故対処設備を代替するものではないため、多様性、位置的分散等について重大事故等対処設備の設計方針を適用しないが、その他の重大事故等対処設備としての設計方針を適用して設計する。



「9.7.2(1) 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」に使用する真空破壊弁並びに「9.7.2(2) 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱」に使用する残留熱除去系熱交換器（A）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、位置的分散の設計方針は適用しない。

フィルタ装置入口水素濃度については、「6.5 計装設備（重大事故等対処設備）」に示す。

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、「6.5 計装設備（重大事故等対処設備）」に示す。

残留熱除去系熱交換器（A）については、「5.4 残留熱除去系」に示す。

サプレッション・プールについては、「9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」に示す。

常設代替高圧電源装置、可搬型代替低圧電源車、緊急用直流 125V 蓄電池及び可搬型整流器については、「10.2 代替電源設備」に示す。

格納容器については、「9.1 原子炉格納施設」に示す。

#### 9.7.2.1 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。

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は、代



代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱に対して、原理の異なる冷却、減圧手段を用いることで多様性を持つ設計とする。

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は、代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱に対して、構成機器を共用しないことにより、独立性を持つ設計とする。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、原子炉建屋原子炉棟内の代替循環冷却系ポンプ及び原子炉建屋付属棟近傍の地下格納槽内の緊急用海水ポンプと離れた原子炉建屋南側のフィルタ装置格納槽内に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱は、代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプの電源を設計基準事故対処設備としての電源に対して、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、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水に対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また、代替循環冷却系ポンプは冷却を自然冷却とすることで、残留熱除去系海水ポンプにより冷却する低圧炉心スプレイ系ポンプ及び残留熱除去系ポンプに対して多様性を持つ設計とする。

代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内の低圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び屋外の残留熱除去系海水ポンプと離れた位置に設置することで、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。



#### 9.7.2.2 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。

格納容器圧力逃がし装置は，通常時の他系統と隔離された状態から，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。また，格納容器圧力逃がし装置は，重大事故等時の排気経路に換気空調系，原子炉建屋ガス処理系並びに耐圧強化ベント系が接続されており，それぞれの系統を隔離する弁を各 2 弁ずつ設置し，格納容器圧力逃がし装置使用時に確実に隔離することで，他の系統・機器に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱に使用する代替循環冷却系ポンプ，残留熱除去系熱交換器（A）及びサプレッション・プールは，弁操作等によって，設計基準事故対処設備として使用する系統構成から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。また，サプレッション・プール水に含まれる核分裂生成物の系外放出を防止するため，代替循環冷却系は閉ループにて構成する設計とする。

代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱に使用する緊急用海水ポンプは，弁操作等によって，設計基準事故対処設備として使用する系統構成から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。

#### 9.7.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。



炉心の著しい損傷が発生した場合における格納容器の破損を防止するために使用する格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、想定される重大事故等時に格納容器内で発生する蒸気流量以上を排出できる設計とする。

フィルタ装置のスクラビング水は金属フィルタと組み合わせて、想定される重大事故等時において、粒子状放射性物質に対する除去効率が 99.9%以上及びガス状の無機よう素に対する除去効率が 99%以上となるために必要な水位及び pH 値を維持できる設計とする。フィルタ装置の金属フィルタは、想定される重大事故等時において、金属フィルタに流入するエアロゾル量に対して十分な容量を有した設計とする。

よう素除去部の銀ゼオライト吸着層は、ガス状の有機よう素に対する除去効率が 98%以上となるために必要なベントガス滞留時間を確保できる有効面積と層厚さを有した設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合における格納容器の破損を防止するために代替循環冷却系として使用する代替循環冷却系ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要なポンプ流量を有する設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合における格納容器の破損を防止するために代替循環冷却系として使用するサプレッション・プールは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備の水源と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な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。



炉心の著しい損傷が発生した場合における格納容器の破損を防止するために代替循環冷却系として使用する残留熱除去系熱交換器（A）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伝熱容量が，炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な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。

代替循環冷却系と共に使用する緊急用海水ポンプは，炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要なポンプ流量を有するものを 1 台使用する。また，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 台の合計 2 台を設置する。

#### 9.7.2.4 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。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は，フィルタ装置格納槽（地下埋設）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。格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作は，中央制御室及び原子炉建屋原子炉棟外で可能な設計とする。また，格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置，入口配管等については，使用後に高線量となることから，フィルタ装置等の周囲に遮蔽体を設けることで重大事故等対処設備の操作及び復旧作業が可能な設計とする。

格納容器圧力逃がし装置の圧力開放板は，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。

代替循環冷却系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器（A）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。代替循環冷却系ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。

サプレッション・プールは、格納容器内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

緊急用海水ポンプは、原子炉建屋付属棟近傍の地下格納槽内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。緊急用海水ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。

残留熱除去系熱交換器（A）及び緊急用海水ポンプは、海水を通水するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。

#### 9.7.2.5 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。

フィルタ装置を使用した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を行う系統は、重大事故等に対処するための系統構成は必要としない。格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は、炉心の著しい損傷時においても、現場において人力で弁の操作ができるよう、駆動部にエクステンションを設け、原子炉建屋原子炉棟外に導くことで、放射線量率の低い原子炉建屋原子炉棟外から容易、かつ、確実に手動操作できる設計とする。また、格納容器第一弁、第二弁及び第二弁バイパス弁は、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

代替循環冷却系ポンプ、サプレッション・プール、残留熱除去系熱交換器（A）及び緊急用海水ポンプを使用した代替循環冷却系によ



る格納容器内の減圧及び除熱を行う系統は，重大事故等が発生した場合でも，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えできる設計とする。代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは，中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

#### 9.7.3 主要設備及び仕様

格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要設備及び仕様を第9.7-1表に示す。

#### 9.7.4 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。

フィルタ装置は，原子炉の停止中にマンホールを開放して内部構造物の外観点検が可能な設計とする。また，よう素除去部に充填されている銀ゼオライトについては，内部に設置している試験片を用いて，よう素除去性能試験が可能な設計とする。

圧力開放板は，ホルダーから取外して定期的に取り替が可能な設計とする。

また，原子炉の停止中に，格納容器第一弁，第二弁及び第二弁バイパス弁については弁動作の確認，格納容器圧力逃がし装置の主配管は漏えい試験をすることで，機能・性能試験が可能な設計とする。

代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱に使用する代替循環冷却系ポンプ，残留熱除去系熱交換器（A）及び緊急用海水ポンプは，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。



代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは，分解が可能な設計とする。

残留熱除去系熱交換器（A）は，内部の確認が可能なようにフランジを設ける設計とする。また，伝熱管の非破壊検査が可能な設計とする。



第 9.7-1 表 格納容器の過圧破損を防止するための設備主要仕様

(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

設計流量	13.4kg／s（格納容器圧力 310kPa[gage]において）
放射性物質除去効率	99.9%以上（粒子状放射性物質 に対して）  99%以上（ガス状放射性よう素 のうち無機よう素に対して）  98%以上（ガス状放射性よう素 のうち有機よう素に対して）
材 料	
スクラビング水	
金属フィルタ	
よう素除去部	銀ゼオライト
最高使用圧力	0.62MPa[gage]
最高使用温度	200℃
個 数	1
取付箇所	格納容器圧力逃がし装置フィ



ルタ装置格納槽

b. 圧力開放板

設定破裂圧力	0.08MPa[gage]
個 数	1
取付箇所	原子炉建屋原子炉棟近傍屋外

(2) 代替循環冷却系

a. 代替循環冷却系ポンプ

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
- ・ 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	うず巻形
個 数	1
容 量	約 200m <sup>3</sup> / h
揚 程	約 200m

b. 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
揚	程	約 130m

c．残留熱除去系熱交換器（A）

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

主要仕様については、「5.4 残留熱除去系」に示す。

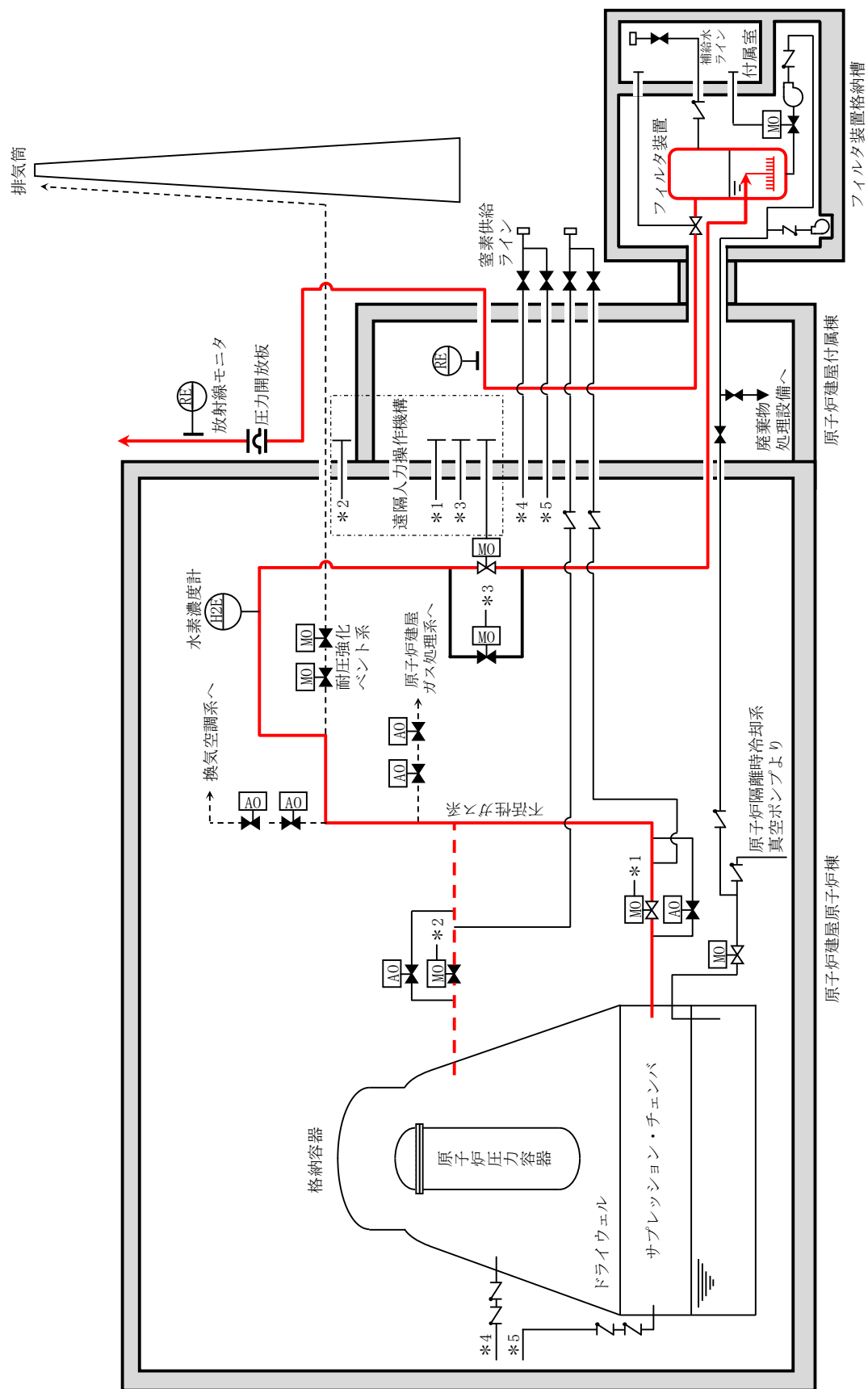
d．サプレッション・プール

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高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・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
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

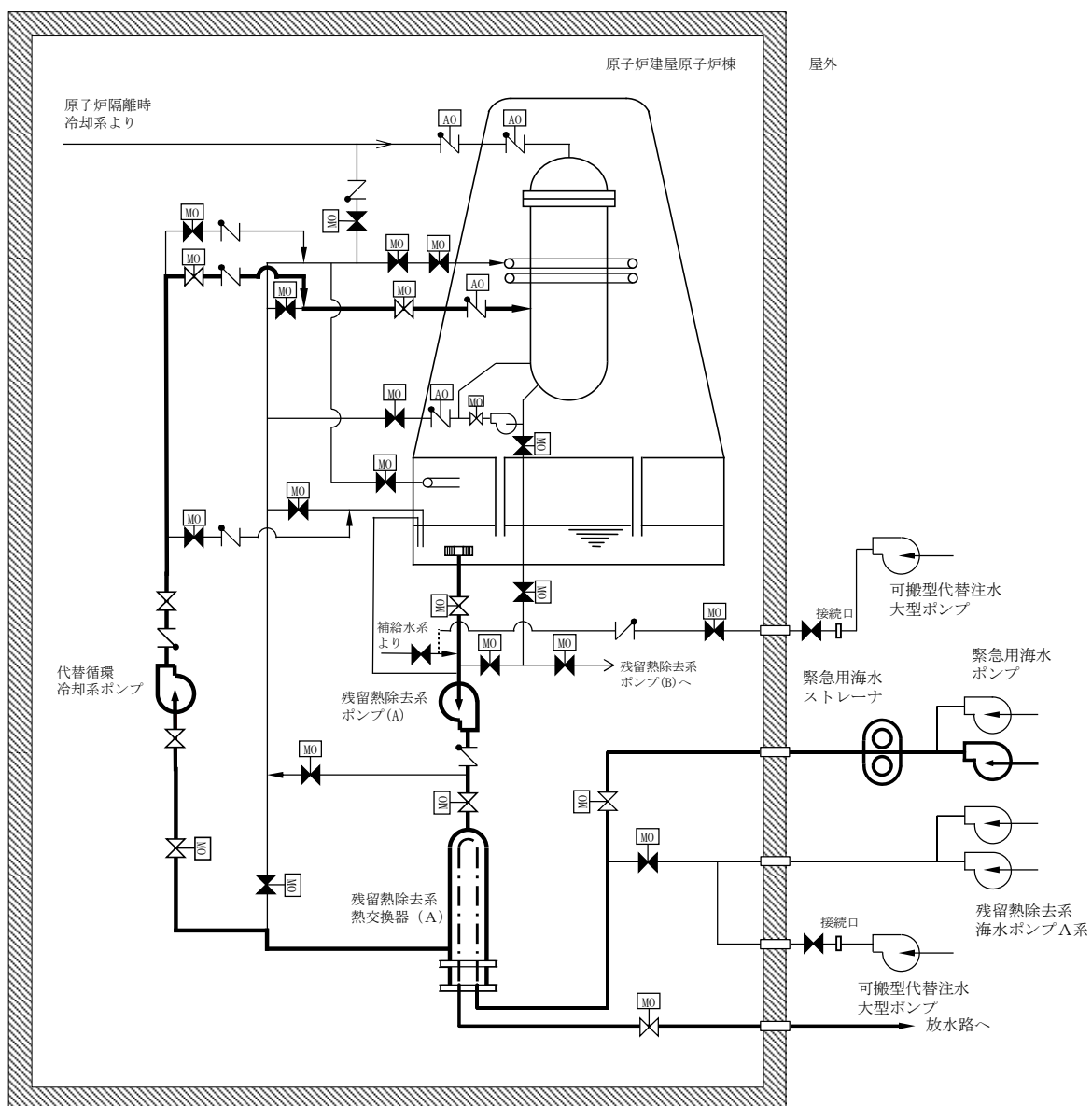
主要仕様については、「9.1 原子炉格納施設」に示す。





第 9.7-1 図 格納容器圧力逃がし装置系統概要図





緊急用海水系使用時の図を示す。

第 9.7-2 図 代替循環冷却系系統概要図



### 3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備【50条】

#### < 添付資料 目次 >

### 3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

#### 3.7.1 設置許可基準規則第50条への適合方針

- (1) 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 a）, b））
- (2) 代替循環冷却系の設置（設置許可基準規則第1項 a））
- (3) サプレッション・プール水pH制御装置

#### 3.7.2 重大事故等対処設備

##### 3.7.2.1 格納容器圧力逃がし装置

###### 3.7.2.1.1 設備概要

###### 3.7.2.1.2 主要設備の仕様

- (1) フィルタ装置
- (2) 圧力開放板

###### 3.7.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

###### 3.7.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針（常設並びに可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）

- (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）



3.7.2.1.3.2 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）

3.7.2.2 代替循環冷却系

3.7.2.2.1 設備概要

3.1.2.2.2 主要設備の仕様

- (1) 代替循環冷却系ポンプ
- (2) 緊急用海水ポンプ
- (3) 残留熱除去系熱交換器（A）
- (4) サプレッション・プール

3.7.2.2.3 代替循環冷却系の多様性，独立性及び位置的分散

3.7.2.2.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.7.2.2.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針（常設並びに可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）

- (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）

3.7.2.2.4.2 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）

### 3.7.3 その他設備

#### 3.7.3.1 サプレッション・プール水pH制御装置

##### 3.7.3.1.1 設備概要

##### 3.7.3.1.2 他設備への悪影響について

#### 50-1 SA設備基準適合性 一覧表

#### 50-2 電源構成図

#### 50-3 配置図

#### 50-4 系統図

#### 50-5 試験及び検査

#### 50-6 容量設定根拠

#### 50-7 接続図

#### 50-8 保管場所図

#### 50-9 アクセスルート図

#### 50-10 その他設備

#### 50-11 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

### 1. 概要

#### 1.1 設置目的

#### 1.2 基本性能

#### 1.3 系統概要

### 2. 系統設計

#### 2.1 設計方針

#### 2.2 設計条件



- 2.3 格納容器フィルタベント系
  - 2.3.1 系統構成
  - 2.3.2 フィルタ装置
  - 2.3.3 配置
- 2.4 付帯設備
  - 2.4.1 計装設備
  - 2.4.2 電源設備
  - 2.4.3 給水設備
  - 2.4.4 窒素供給設備
  - 2.4.5 排水設備
- 3. フィルタ性能
  - 3.1 フィルタ装置による放射性物質の除去原理
    - 3.1.1 エアロゾルの除去原理
    - 3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理
  - 3.2 運転範囲
  - 3.3 性能検証試験結果
    - 3.3.1 性能検証試験の概要
    - 3.3.2 エアロゾルの除去性能試験結果
    - 3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能試験結果
    - 3.3.4 フィルタ装置の継続使用による性能への影響
- 4. 運用方法
  - 4.1 有効性評価の事故シーケンスにおける運用方法
    - 4.1.1 炉心が損傷していない場合
    - 4.1.2 炉心が損傷している場合
    - 4.1.3 格納容器フィルタベント系操作手順について



- 4.2 現場における操作について
  - 4.2.1 隔離弁の現場操作
  - 4.2.2 スクラビング水の補給
  - 4.2.3 窒素の供給
  - 4.2.4 排水操作
- 4.3 一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用
- 4.4 設備の維持管理
- 5. 新規制基準への適合性
  - 5.1 第38条（重大事故等対処施設の地盤）
  - 5.2 第39条（地震による損傷の防止）
  - 5.3 第40条（津波による損傷の防止）
  - 5.4 第41条（火災による損傷の防止）
  - 5.5 第43条（重大事故等対処設備）
  - 5.6 第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）
  - 5.7 第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）
  - 5.8 第52条（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）



### 3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備【50 条】

#### 【設置許可基準規則】

(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)

第五十条 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を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

- 1 第50条に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットを設置すること。
  - b) 上記a)の格納容器圧力逃がし装置とは、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。
    - i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。
    - ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。
    - iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器(例えばSGTS)や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。
    - iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。



- v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。
- vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。
- vii) 圧力開放板を使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定された圧力開放板(原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの)を使用する場合又は圧力開放板を強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。
- viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。
- ix) 使用後に高線量となるフィルタ等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。



### 3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

#### 3.7.1 設置許可基準規則第50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原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設置する。

- (1) 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 a）, b））

炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させるために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、重大事故緩和設備として整備し、以下のとおり設置許可基準規則解釈第1項 b）に対する要求事項を満たすものとする。

- i）当該設備は排気中に含まれる放射性物質を低減するため、フィルタ装置を設置する設計とする。

フィルタ装置にて、排気中に含まれる粒子状放射性物質の99.9%以上、ガス状の無機よう素に対して99%以上、有機よう素に対して98%以上を除去可能な設計とする。

- ii）可燃性ガスの爆発防止等の対策として、不活性化ガス(窒素)に置換した状態で待機し、格納容器圧力逃がし装置の使用後には可搬型窒素供給装置を用いて、系統内を不活性ガスにてページする。これにより、排気



中に含まれる可燃性ガス及び使用後に水の放射線分解により発生する可燃性ガスによる爆発を防ぐことが可能な設計とする。

ベント初期に含まれるガスのモル組成は、ドライ条件で評価した場合でも酸素濃度が5vol%を下回っており、系統内で可燃域に達することはない。

また、ベント実施後に格納容器及びスクラビング水内に貯留された放射性物質による水の放射線分解によって発生する水素・酸素の量は微量であり、また、連続して系外に排出されていることから、系統内で可燃域に達することはない。系統内で可燃性ガスが蓄積する可能性がある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するベントラインを設置し、可燃性ガスが局所的に滞留しない設計とする。

iii) 東海第二発電所は単一の発電用原子炉施設であり、格納容器圧力逃がし装置を使用する際に流路となる不活性ガス系、耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置の配管は他の原子炉とは共用しない。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2弁設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。

iv) 重大事故等対策の有効性評価において、格納容器圧力逃がし装置を使用しても格納容器が負圧にならないことを確認している。また、ベント停止後に再度格納容器スプレイを行う場合においても、格納容器内圧力を確認し、規定の圧力（13.7kPa）まで減圧した場合は格納容器スプレイを停止する運用とするため、負圧破損を防止する設備は設置しない。



v) 格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁については、遠隔人力操作機構により容易かつ確実に手動操作できる設計とする。

vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遠隔人力操作機構を介した操作エリアは放射線量率の低い原子炉建屋付属棟に設置するものとする。  
さらに、第二弁操作室は遮蔽及び空気ポンペを設置し、ベントガスの操作室への流入を防ぎ、操作員の放射線防護を考慮した設計とする。

vii) 圧力開放板については、待機時に系統内を不活性ガス(窒素)にて置換する際の大気との障壁として設置する。圧力開放板は格納容器からのベントガス圧力(0.31MPa[gage]～0.62MPa[gage])と比較して十分に低い圧力である0.08MPa[gage]にて破裂する設計であり、排気の妨げにならない設計であるため、バイパス弁は併置しない。

viii) 格納容器との接続位置は、サブプレッション・チェンバ及びドライウェルに設けるものとし、いずれからも格納容器圧力逃がし装置を用いた排気操作を実施できる設計とする。

格納容器との接続位置は、サブプレッション・チェンバからの排気ではサブプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、また、ドライウェ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こと、及び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により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。



ix) 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、フィルタ装置格納槽（地下埋設）に格納し、十分な厚さのコンクリートと覆土により地上面の放射線量を十分に低減する設計とする。また、フィルタ装置に接続する配管等については原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋付属棟内に設置する設計とすることにより、事故時の復旧作業における被ばく低減を行うこととしている。

(2) 代替循環冷却系の設置（設置許可基準規則第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の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させるために代替循環冷却系を設ける。

代替循環冷却系は、サプレッション・プールを水源とし、代替循環冷却系ポンプによる原子炉注水及び格納容器スプレイが可能な設計とする。

また、サプレッション・チェンバからの排気の場合に、よう素の放出量の低減に有効であることから、格納容器の過圧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。

(3) サプレッション・プール水pH制御装置

設置許可基準規則解釈第1項 b) i) に関連する自主対策設備として、格納容器圧力逃がし装置を使用する際、サプレッション・プール水が酸性化することを防止し、サプレッション・プール水中によう素を捕捉することによりよう素の放出量を低減するために、サプレッション・プール水pH制御装置を設ける。

本系統は、蓄圧タンク加圧用窒素ガスボンベにより薬注蓄圧タンクを加



押し、残留熱除去系の配管からサプレッション・チェンバ内に薬液（ ）を注入する構成とする。

### 3.7.2 重大事故等対処設備

#### 3.7.2.1 格納容器圧力逃がし装置

##### 3.7.2.1.1 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、格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに、格納容器内に滞留する可燃性ガス（水素）を環境へ放出するために、重大事故緩和設備として設けるものである。

本システムの主要設備は、フィルタ装置、遠隔人力操作機構、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経由し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。

本システムの使用に必要な第二弁の操作を可能とするために第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンベ）を設ける。

本システムを使用する際には、サプレッション・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、サプレッション・チェンバ内の圧力は真空破壊弁を経由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経由して大気へ放出されるため、システム内の水素爆発を防ぐために、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3.7-1図に、本システムに属する重大事故対処設備を第3.7-1表に示す。







第3.7-1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】 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】
関連設備	付属設備	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 3.7-1 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】 ドライウエル圧力【常設】 サプレッション・チェンバ圧力【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】 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。



### 3.7.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

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

#### (1) フィルタ装置

設計流量 13.4kg/s (格納容器圧力310kPa[gage]において)

放射性物質除去効率

99.9%以上(粒子状放射性物質に対して)

99%以上 (ガス状放射性よう素のうち無機よう素に対して)

98%以上 (ガス状放射性よう素のうち有機よう素に対して)

材料 スクラビング水 :

金属フィルタ :

よう素除去部 : 銀ゼオライト

最高使用圧力 0.62MPa[gage]

最高使用温度 200℃

個数 1

取付箇所 格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置格納槽

#### (2) 圧力開放板

設定破裂圧力 0.08MPa[gage]

個数 1

取付箇所 原子炉建屋原子炉棟近傍屋外



(3) 第二弁操作室遮蔽

材料	鉄筋コンクリート
遮蔽厚	1,200mm以上
取付箇所	原子炉建屋付属棟3階

(4) 第二弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ）

個数	17（予備7）
容量	46.7L/本
充填圧力	14.7MPa[gage]
設置場所	原子炉建屋付属棟2階
保管場所	原子炉建屋付属棟2階

(5) 差圧計

個数	1
設置場所	原子炉建屋付属棟3階



### 3.7.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.7.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針（常設並びに可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）

##### (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。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は，フィルタ装置格納槽（地下埋設）内に設置され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フィルタ装置格納槽（地下埋設）内の環境条件を考慮し，以下の第3.7-2表に示す。

圧力開放板及び配管の一部は，屋外に設置され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屋外の環境条件を考慮し，以下の第3.7-3表に示す。

第二弁操作室遮蔽，第二操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ）及び差圧計は，原子建屋付属棟内に設置され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屋外の環境条件を考慮し，以下の第3.7-4表に示す。

(50-3-1～50-3-10)



第 3.7-2 表 想定する環境条件（フィルタ装置格納槽（地下埋設）内）

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所であるフィルタ装置格納槽（地下埋設）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	フィルタ装置格納槽（地下埋設）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	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

第 3.7-3 表 想定する環境条件（屋外）

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	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及び凍結対策を行える設計とする。また，排気口が屋外に開放される配管については雨水が蓄積しない構造とする。
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	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	設置場所である屋外で想定される風（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。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。



第 3.7-4 表 想定する環境条件（原子炉建屋付属棟内）

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付属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	原子炉建屋付属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	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

重大事故等対処設備は、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。

格納容器圧力逃がし装置の操作は、重大事故が発生した場合の原子炉建屋原子炉棟の環境を考慮し、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付属棟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。

格納容器圧力逃がし装置の流路に接続される弁（第一弁（サブプレッション・チェンバ側及びドライウェル側）、第二弁及び第二弁バイパス弁は、中央制御室からのスイッチ操作又は、電源喪失時においても遠隔人力操作機構により原子炉建屋原子炉棟外より人力にて操作することにより、格納容器内のガスをフィルタ装置に導き、排気口より環境へ放出することで、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧が可能な設計とする。

また、流路に設ける圧力開放板は、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。そのため、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作をすることが可能である。

格納容器圧力逃がし装置使用時に、格納容器圧力逃がし装置に接続



される流路と換気空調系，原子炉建屋ガス処理系及び耐圧強化ベント系の隔離を確実にするため，各系統に隔離弁をそれぞれ2弁ずつ設置し，中央制御室により閉操作，又は閉確認をすることができる設計とする。これらのうち換気空調系及び原子炉建屋ガス処理系の弁は通常時閉であり，電源喪失時にはフェイルクローズにより閉となる空気駆動弁である。また，耐圧強化ベント系の弁は通常時閉であり，電源喪失時フェイルアブイズの電動駆動弁であることから，格納容器圧力逃がし装置を使用する際は，これらの弁が閉であることを確実に確認する運用とする。

格納容器圧力逃がし装置使用中にフィルタ装置水位調整（水張り）を実施する場合に操作が必要な弁及び可搬型代替注水大型ポンプの接続については，現場（フィルタ装置格納槽近傍）にて操作，作業をする設計であるが，格納容器圧力逃がし装置使用時に高線量となるフィルタ装置及び入口配管は，フィルタ装置格納槽（地下埋設）又は原子炉建屋内に設置し，現場の放射線量を下げることにより，想定される重大事故等時の環境下においても，確実に操作，作業をすることが可能である。

格納容器圧力逃がし装置使用後には，フィルタ装置水位調整（水抜き）及び格納容器圧力逃がし装置系統の窒素パージを実施する場合に操作が必要な弁並びにポンプの起動スイッチ及び可搬型窒素供給装置の接続については，現場（フィルタ装置格納槽内の付属室，原子炉建屋近傍屋外）にて操作，作業をする設計であるが，格納容器圧力逃がし装置使用時に高線量となるフィルタ装置及び入口配管は，フィルタ装置格納槽（地下埋設）又は原子炉建屋内に設置し，現場の放射線量を下げることにより，想定される重大事故等時の環境下においても，



確実に操作，作業をすることが可能である。

第二弁操作室遮蔽は，原子炉建屋付属棟と一体で構成されており，通常時及び重大事故等が発生した場合において，特段の操作を必要とせず使用できる設計とする。

第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンベ）を運転するための弁操作は，想定される重大事故等が発生した場合において第二弁操作室の環境条件を考慮の上，第二弁操作室にて操作可能な設計とする。

これらの操作する機器については，運転員等のアクセス性，操作性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，運転員等の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

第3.7-5表及び第3.7-6表に各操作場所を示す。

(50-3-8～50-3-12)



第 3.7-5 表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
第一弁（サプレッション・チェンバ側）	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
	弁閉→弁開	原子炉建屋付属棟 1 階	手動操作 (遠隔人力操作機構)
第一弁（ドライウエル側）	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
	弁閉→弁開	原子炉建屋付属棟 屋上	手動操作 (遠隔人力操作機構)
第二弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
	弁閉→弁開	原子炉建屋付属棟 3 階（第二弁操作室）	手動操作 (遠隔人力操作機構)
第二弁バイパス弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
	弁閉→弁開	原子炉建屋付属棟 3 階（第二弁操作室）	手動操作 (遠隔人力操作機構)
換気空調系一次隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※ <sup>1</sup>
換気空調系二次隔離弁	弁閉確認	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	弁閉確認	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	弁閉確認	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	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※ <sup>1</sup>
耐圧強化ベント系 二次隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※ <sup>1</sup>
フィルタベント装置 ドレン弁	弁閉→弁開	フィルタ装置格納槽 付属室	手動操作 (遠隔人力操作機構)
フィルタベント装置 移送ライン止め弁	弁閉→弁開	原子炉建屋付属棟 地下 1 階	手動操作
フィルタベント装置 補給水ライン元弁	弁閉→弁開	フィルタ装置格納槽 付属室	手動操作
フィルタベント装置 窒素供給ライン元弁	弁閉→弁開	原子炉建屋付属棟 近傍屋外	手動操作
移送ポンプ	起動・停止	フィルタ装置格納槽 付属室	スイッチ操作
可搬型代替注水大型 ポンプ	起動・停止	原子炉建屋付属棟 近傍屋外	スイッチ操作
可搬型窒素供給装置	起動・停止	原子炉建屋付属棟 近傍屋外	スイッチ操作

※<sup>1</sup> 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



第3.7-6表 操作対象機器（第二弁操作室空気ポンベユニット）

機器名称	操作内容	操作場所	操作方法
第二弁操作室空気ポンベ ユニット空気ポンベ元弁	弁閉→弁開	原子炉建屋附属棟 3階（第二弁操作室）	手動操作
第二弁操作室空気ポンベ ユニット空気ポンベ集合弁	弁閉→弁開	原子炉建屋附属棟 3階（第二弁操作室）	手動操作
第二弁操作室空気ポンベ ユニット空気供給差圧調整 弁前後弁	弁閉→弁開	原子炉建屋附属棟 3階（第二弁操作室）	手動操作



(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。

格納容器逃がし装置のフィルタ装置等は、第3.7-7表に示すように原子炉の停止中に開放検査、機能・性能検査、外観検査及び分解検査が可能な設計とする。

フィルタ装置は、開放検査としてマンホールを開放して内部点検、機能性能検査として漏えい確認が可能な設計とする。

圧力開放板及び配管については、機能・性能検査として漏えい確認、外観検査として外観点検が可能な設計とする。

弁については、機能・性能検査として漏えい確認、機能・性能検査として開閉動作の確認、分解検査として部品の浸透探傷試験及び外観点検が可能な設計とする。

スクラビング水については、機能・性能検査として水質確認が可能な設計とする。

よう素除去部に充填される銀ゼオライトは、機能・性能検査として、内部に設置している試験片を用いてよう素除去性能試験が実施可能な設計とする。

格納容器逃がし装置の第二弁操作室遮蔽は、第3.7-8表に示すように



原子炉の運転中又は停止中に外観検査として遮蔽のひび割れ，表面劣化状態の外観確認ができる設計とする。

格納容器逃がし装置の差圧計は，第3.7-9表に示すように原子炉の運転中又は停止中に外観検査及び機能・性能検査が可能な設計とする。差圧計は原子炉の運転中又は停止中に外観検査として目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことについての確認を行えるとともに，機能・性能検査として計器の校正を行うことが可能な設計とする。

(50-5-1～50-5-11)

第 3.7-7 表 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置等の試験及び検査

原子炉の状態	項目	点検内容
停止中	開放検査	フィルタ装置の内部点検
	機能・性能検査	フィルタ装置，圧力開放板，配管及び弁の漏えい確認 スクラビング水の水質確認 銀ゼオライトのよう素除去性能試験 弁開閉動作の確認
	外観検査	圧力開放板及び配管の外観の確認
	分解検査	弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び外観の確認

第3.7-8表 格納容器逃がし装置の第二弁操作室遮蔽の試験及び検査

原子炉の状態	項目	点検内容
運転中又は停止中	外観検査	遮蔽のひび割れ，表面劣化状態の外観の確認



第3.7-9表 格納容器逃がし装置の差圧計の試験及び検査

原子炉の状態	項目	点検内容
運転中又は 停止中	外観検査	外観の確認
	機能・性能検査	計器校正

(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」に示す。

格納容器圧力逃がし装置は、不活性ガス系及び耐圧強化ベント系と一部配管を共有しているが、共通部分以外は独立した配管であり本来の用途以外の用途に使用しない設計とする。また、共通部分についても、重大事故等に対処するための系統構成は必要としない設計とする。

第二弁操作室遮蔽は、原子炉建屋付属棟と一体で設置するうえ、本来の用途以外の用途として使用しない設計とする。

第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンプ）、差圧計は、本来の用途以外の用途として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。

格納容器圧力逃がし装置には，排気経路に換気空調系，原子炉建屋ガス処理系及び耐圧強化ベント系が接続されており，それぞれの系統を隔離する弁は各2弁ずつ設置する。これらのうち換気空調系及び原子炉建屋ガス処理系の弁は通常時閉，電源喪失時にはフェイルクローズにより閉となる空気駆動弁である。また，耐圧強化ベント系の弁は通常時閉であり，電源喪失時フェイルアズイズの電動駆動弁であることから，格納容器圧力逃がし装置を使用する際は，これらの弁が閉であることを確実に確認する運用とする。

以上のことから，格納容器圧力逃がし装置と他の系統及び機器を隔離する弁は直列で二重に設置し，格納容器圧力逃がし装置と他の系統及び機器を確実に隔離することで，悪影響を及ぼさない設計とする。

隔離弁について第3.7-10表に示す。

第二弁室操作室遮蔽は，原子炉建屋附属棟と一体のコンクリート構造物とし，倒壊等のおそれはなく，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）及び差圧計は，通常時は使用しない系統であり，他の設備から独立して単独で使用可能



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。

(50-4-1～50-4-2)

第 3.7-10 表 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
換気空調系	換気空調系一次隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	換気空調系二次隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
原子炉建屋ガス処理系	原子炉建屋ガス処理系 一次隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	原子炉建屋ガス処理系 二次隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系 一次隔離弁	電動駆動	通常時閉
	耐圧強化ベント系 一次隔離弁	電動駆動	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 環境条件等について」に示す。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び入口配管は、当該系統を使用した際に放射線量が高くなることから、フィルタ装置格納槽

(地下埋設) 又は原子炉建屋内に設置し、現場の放射線量を下げることにより、重大事故等対処設備の操作及び復旧作業に影響を及ぼさないものとする。また、ドレン移送設備についても、フィルタ装置格納槽(地下埋設) 又は原子炉建屋に設置する。当該系統を使用する際に操作が必要な機器の設置場所、操作場所を第3.7-11表に示す。このうち、中央制御室で操作をする機器は、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため、操作可能である。

一方、現場にて操作を実施する機器については、現場での被ばく線量率を評価した上で、遮蔽を設置する等の対策を行い、操作可能な設計とする。

第二弁操作室遮蔽は、原子炉建屋付属棟と一体のコンクリート構造物に設置し、重大事故等発生時に操作及び復旧作業を必要としない。

第二弁操作室空気ボンベユニット(空気ボンベ)の操作は、放射線



量が高くなるおそれの少ない第二弁操作室で操作可能な設計とする。

当該系統を使用する際に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を第

3. 7-12表に示す。

第二弁操作室の差圧計は，放射線量が高くなるおそれの少ない第二弁操作室に設置し，また，操作は不要である。

(50-3-8～50-3-12)



第3.7-11表 第一弁等の操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
第一弁（サプレッション・チェンバ側）	原子炉建屋原子炉棟 1 階	中央制御室
		原子炉建屋付属棟 1 階
第一弁（ドライウェル側）	原子炉建屋原子炉棟 4 階	中央制御室
		原子炉建屋付属棟屋上
第二弁	原子炉建屋原子炉棟 4 階	中央制御室
		原子炉建屋付属棟 3 階 (第二弁操作室)
第二弁バイパス弁	原子炉建屋原子炉棟 4 階	中央制御室
		原子炉建屋付属棟 3 階 (第二弁操作室)
換気空調系一次隔離弁	原子炉建屋原子炉棟 5 階	中央制御室
換気空調系二次隔離弁	原子炉建屋原子炉棟 5 階	中央制御室
原子炉建屋ガス処理系 一次隔離弁	原子炉建屋原子炉棟 5 階	中央制御室
原子炉建屋ガス処理系 二次隔離弁	原子炉建屋原子炉棟 5 階	中央制御室
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
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
フィルタベント装置 ドレン弁	フィルタ装置格納槽 (地下埋設)	フィルタ装置格納槽 付属室
フィルタベント装置 移送ライン止め弁	原子炉建屋付属棟 地下 1 階	原子炉建屋付属棟 地下 1 階
フィルタベント装置 補給水ライン元弁	フィルタ装置格納槽 付属室	フィルタ装置格納槽 付属室
フィルタベント装置 窒素供給ライン元弁	原子炉建屋付属棟東側	原子炉建屋付属棟 東側屋外
移送ポンプ	フィルタ装置格納槽 (地下埋設)	フィルタ装置格納槽 付属室
可搬型代替注水大型 ポンプ	原子炉建屋付属棟 近傍屋外	原子炉建屋付属棟 近傍屋外
可搬型窒素供給装置	原子炉建屋付属棟 近傍屋外	原子炉建屋付属棟 近傍屋外



第3.7-12表 空気ポンベの操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
第二弁操作室空気ポンベ ユニット（空気ポンベ）	原子炉建屋付属棟2階	原子炉建屋付属棟3階 （第二弁操作室）



3.7.2.1.3.2 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。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置の設計流量については、重大事故等時に格納容器内で発生する蒸気量よりも、排出可能な蒸気量を大きくすることで、格納容器を減圧するために十分な容量を有する設計とする。

フィルタ装置は、ベント実施を想定する重大事故シーケンスにおいて、環境への影響をできるだけ小さく留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ようにフィルタ装置のエアロゾルに対する除去効率が99.9%以上確保可能なスクラビング水位とする。また、当該システムを使用した際に、システム内で蒸気凝縮によってスクラビング水位が機能喪失となるまで上昇しない設計とする。

スクラビング水待機時薬液添加濃度については、想定されるスクラビング水pH低下要因に対しても、無機イオン素に対する除去効率を99%以上確保可能な添加濃度とする。

金属フィルタ許容エアロゾル量については、想定される重大事故シーケンスにおいて当該システムを使用した際に、金属フィルタへ流入するエアロゾル量を算定し、金属フィルタの閉塞が生じないだけの十分な



面積を有する設計とする。

よう素除去部の銀ゼオライト吸着層は十分な有効面積と層厚さを有し、吸着層とベントガスとの接触時間を十分に確保することにより、有機よう素に対する除去効率が98%以上となる設計とする。

圧力開放板の破裂圧力は、格納容器逃がし装置の使用の妨げにならないよう、格納容器からの排気圧力0.31MPa[gage]～0.62MPa[gage]と比較して十分に低い圧力として0.08MPa[gage]で破裂する設計とする。

第二弁操作室遮蔽は、重大事故等が発生した場合において、第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）の機能と併せて、第二弁操作室に留まる操作員の居住性を確保するために必要な遮蔽能力を有する設計とする。

差圧計は、第二弁操作室の居住環境の基準値を上回る範囲を測定可能な設計とする。

(50-6-1～50-6-20)



(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。

格納容器圧力逃がし装置は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない。

(50-4-1～50-4-2)



(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。

格納容器圧力逃がし装置は，設置許可基準規則第50条においては重大事故緩和設備であり，代替する設計基準事故対処設備はない。

なお，炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するための代替循環冷却系に対して多様性，独立性及び位置的分散を図る設計とする。



### 3.7.2.2 代替循環冷却系

#### 3.7.2.2.1 設備概要

代替循環冷却系は、サプレッション・プール水を水源とし、代替循環冷却系ポンプにより原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイを行うとともに、緊急用海水系及び残留熱除去系熱交換器（A）を用いて除熱することで、原子炉の循環冷却を行うことを目的に設ける系統である。系統構成としては、サプレッション・プールから、残留熱除去系（A）の配管及び熱交換器を通り、代替循環冷却系ポンプにより供給・昇圧された系統水は、残留熱除去系配管を通り、原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイに使用する設計とする。

原子炉圧力容器に注水及び格納容器内にスプレイされた系統水は、原子炉圧力容器や格納容器内配管の破断口等からダイヤフラムフロアを経て、ベント管からサプレッション・プールに流出することにより、循環冷却ラインを形成する。

また、重大事故等における想定として、非常用炉心冷却系等の設計基準事故対処設備に属する動的機器は、機能を喪失していることが前提条件となっていることから、本系統は、全交流動力電源喪失した場合でも、発電所構内に配備した代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

前述のとおり、本系統はサプレッション・プールを水源として、原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイとして使用する系統であるが、重大事故等におけるサプレッション・プール水の温度は100℃を超える状況が想定され、高温水を用いて原子炉圧力容器又は格納容器へ注水を行った場合、格納容器に対してさらなる過圧の要因となり得る。このため、代替循環冷却を行うために、緊急用海水系からの海水の供給により、残留熱除去系熱交換器（A）を介した冷却機能を確保する。なお、緊急用海水系については、

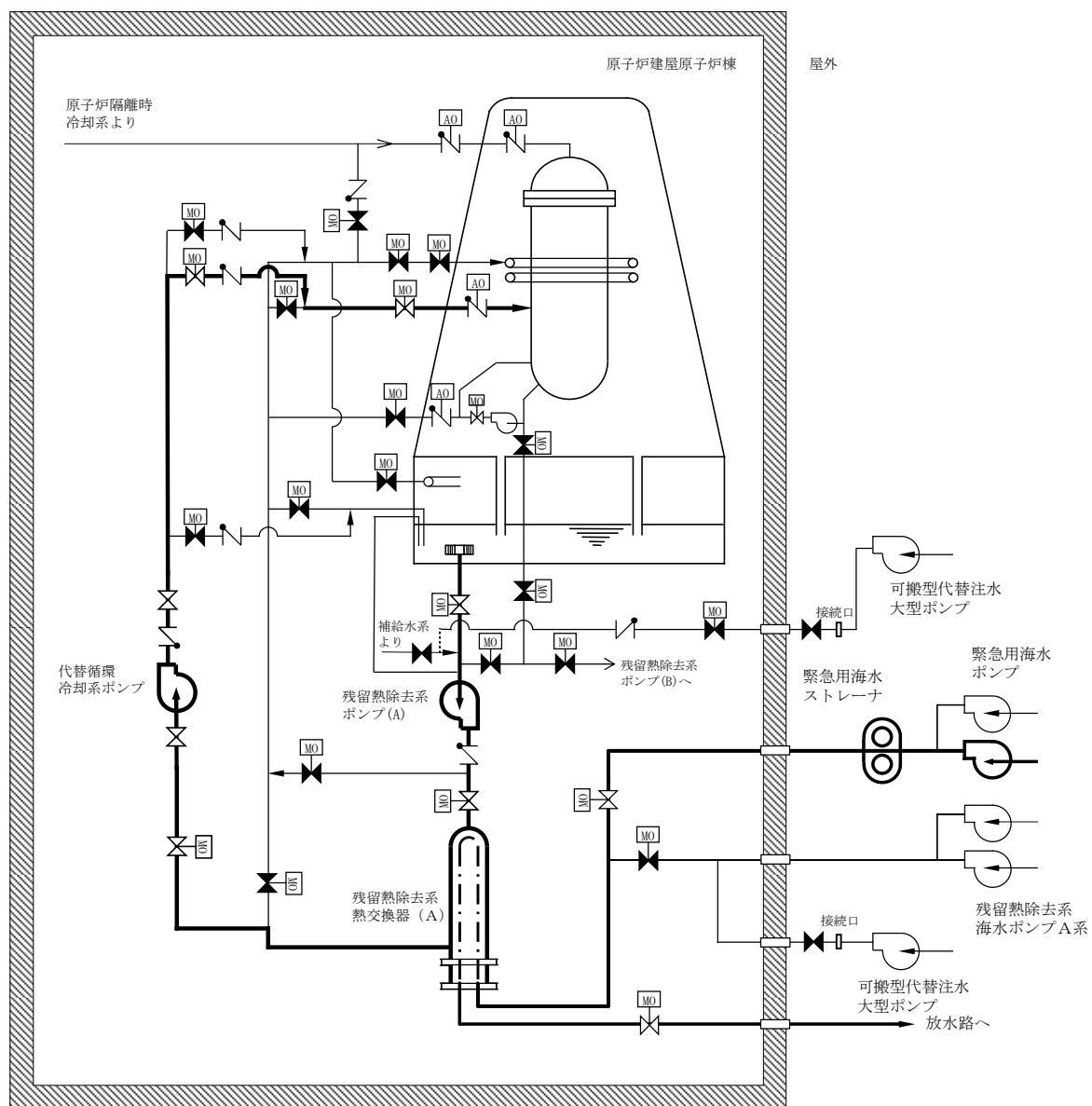


「3.5最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（設置許可基準規則第48条に対する設計方針を示す章）」で示す。

代替循環冷却系による循環ラインは，代替循環冷却機能を確保する際に使用する系統からの放射性物質の放出を防止するため，閉ループにて構成する。

本系統全体の概要図を第3.7-2図，本系統に属する重大事故等対処設備を第3.7-13表に示す。





緊急用海水系使用時の図を示す。

第 3.7-2 図 代替循環冷却系 系統概要図



第 3.7-13 表 代替循環冷却系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		代替循環冷却系ポンプ【常設】 緊急用海水ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器（A）【常設】 サプレッション・プール【常設】
関連設備	付属設備	—
	水源*1	—
	流路	代替循環冷却系配管・弁【常設】 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ【常設】 残留熱除去系海水系（A）配管・弁【常設】 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	原子炉圧力容器【常設】
	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】



第 3.7-13 表 代替循環冷却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	計装設備*3	原子炉水位（広帯域）【常設】
		原子炉水位（燃料域）【常設】
		原子炉水位（S A 広帯域）【常設】
		原子炉水位（S A 燃料域）【常設】
		原子炉圧力【常設】
		原子炉圧力（S A）【常設】
		ドライウェル圧力【常設】
		サブプレッション・チェンバ圧力【常設】
		ドライウェル雰囲気温度【常設】
		サブプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】
		サブプレッション・プール水温度【常設】
		代替循環冷却系原子炉注水流量【常設】
		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量【常設】
		残留熱除去系海水系系統流量【常設】
		代替循環冷却系ポンプ入口温度【常設】
		残留熱除去系熱交換器入口温度【常設】
		サブプレッション・プール水位【常設】

\*1：水源への補給に必要となる設備については、「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。



### 3.7.2.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 代替循環冷却系ポンプ

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
- ・ 格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 格納容器の過圧破損を防止するための設備

種類	: うず巻形
容量	: 約200m <sup>3</sup> /h
全揚程	: 約200m
最高使用圧力	: 4.1MPa[gage]
最高使用温度	: 77℃
個数	: 1
取付箇所	: 原子炉建屋原子炉棟地下2階
原動機出力	: 約190kW

#### (2) 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
- ・ 格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 格納容器の過圧破損を防止するための設備

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）
取付箇所	: 地下格納槽
電動機出力	: 約 510kW

なお、緊急用海水系については「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（設置許可基準規則第48条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### (3) 残留熱除去系熱交換器（A）

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
- ・格納容器内の冷却等のための設備
- ・格納容器の過圧破損を防止するための設備

個数	: 1
伝熱容量	: 19.4×10 <sup>3</sup> kW
取付箇所	: 原子炉建屋原子炉棟地下2階

### (4) サプレッション・プール

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高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備



備

- ・ 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
- ・ 格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

個数                   : 1

容量                   : 約 3,400m<sup>3</sup>



### 3.7.2.2.3 代替循環冷却系の多様性，独立性及び位置的分散

代替循環冷却系は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，第3.7-14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。ポンプについては，残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプと異なる区画に設置し，位置的分散を考慮した設計とする。代替循環冷却系ポンプのサポート系として，冷却水は不要（自然冷却）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ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの冷却水（残留熱除去系海水系）と同時に機能喪失しない設計とする。電源については，常設代替交流電源設備を使用することで，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの電源（非常用ディーゼル発電機）と同時に機能喪失しない設計とする。水源については，サプレッション・プール水を使用する。電動弁については，駆動部に設けるハンドルにて手動操作も可能な設計とすることで，電動駆動に対し多様性を持った設計とする。

残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系と代替循環冷却系の独立性については，第3.7-15表で示すとおり，地震，津波，火災及び溢水により同時に故障することを防止するために，独立性を確保する設計とする。



第 3.7-14 表 多様性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備		重大事故等対処設備
	低圧炉心 スプレイ系	残留熱除去系 (低圧注水系)	代替循環冷却系
ポンプ	低圧炉心 スプレイ系ポンプ	残留熱除去系 ポンプ	代替循環冷却系ポンプ
	原子炉建屋原子炉棟 地下2階 低圧炉心スプレイ系 ポンプ室	原子炉建屋原子炉棟 地下2階 残留熱除去系 ポンプ室	原子炉建屋原子炉棟 地下2階 残留熱除去系 (A) 熱交室
水源	サプレッション・プール		サプレッション・ プール
	原子炉建屋原子炉棟地下2階		原子炉建屋原子炉棟 地下2階
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	残留熱除去系海水系		不要 (自然冷却)
駆動電源	非常用ディーゼル発電機		常設代替交流電源設備
	原子炉建屋付属棟地下1階		屋外



第 3.7-15 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		重大事故等対処設備
		低圧炉心 スプレイ系	残留熱除去系 (低圧注水系) (A) (B) (C)	代替循環冷却系
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（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系は耐震 S クラス設計とし、重大事故等対処設備である代替循環冷却系は基準地震動 $S_s$ 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（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系は防潮堤及び浸水防止設備の設置により、重大事故等対処設備の代替循環冷却系は、原子炉建屋原子炉棟の水密化されたエリアに設置することで、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（低圧注水系）と、重大事故等対処設備である代替循環冷却系は、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 重大事故等対処設備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（低圧注水系）と、重大事故等対処設備である代替循環冷却系は、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 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。		



#### 3.7.2.2.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

##### 3.7.2.2.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針（常設並びに可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）

###### (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

重大事故等対処設備は、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。

代替循環冷却系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に設置し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の環境条件を考慮し、以下の第3.7-16表に示す設計とする。

(50-3-13)



第 3.7-16 表 想定する環境条件及び荷重条件(代替循環冷却系ポンプ)

考慮する外的事象	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	海水を通水しない。
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	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

重大事故等対処設備は、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。

代替循環冷却系ポンプの起動及び系統構成に必要な弁操作は、中央制御室において操作盤上での操作が可能な設計とする。中央制御室に設置する操作盤は、十分な操作空間を確保することで、確実に操作できる設計とする。想定される重大事故時の環境条件(被ばく影響)を考慮し、確実に操作できる設計とする。

第3.7-17表に、代替循環冷却系の操作対象機器の操作場所を示す。

(50-3-12～50-3-13)



第 3.7-17 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
代替循環冷却系ポンプ	ポンプ起動	中央制御室	スイッチ操作
代替循環冷却系ポンプ入口弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
代替循環冷却系注入弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系 A 系注入弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
代替循環冷却系格納容器スプレイ弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系 A 系格納容器スプレイ弁 (2 弁)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
代替循環冷却系テスト弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※1
残留熱除去系ポンプ A 入口弁	弁開確認	中央制御室	スイッチ操作※1
残留熱除去系熱交換器 A 入口弁	弁開確認	中央制御室	スイッチ操作※1
残留熱除去系ポンプ A 停止時冷却 ライン入口弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※1
残留熱除去系熱交換器 A 系バイパス弁	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系熱交換器 A 出口弁	弁開確認	中央制御室	スイッチ操作※1
残留熱除去系注水配管分離弁	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系ヘッドスプレイ隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※1
残留熱除去系 A 凝縮水ラインドレン弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※1

※1 中央制御室にてランプ確認を行う  
全開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

重大事故等対処設備は、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。

代替循環冷却系は、第3.7-18表に示すように運転中に機能・性能検査、弁動作確認を、また、停止中に機能・性能検査、弁動作確認及び分解検査を実施可能な設計とする。

代替循環冷却系ポンプは、分解検査として原子炉停止中にケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品(主軸、軸受、羽根車等)の状態を確認することが可能な設計とする。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おそれのあるき裂、打こん、変形及び摩耗の有無を確認する。

また、代替循環冷却系ポンプは、吐出配管にテスト配管を設け、原子炉運転中または原子炉停止中に、系統の機能・性能検査として、サプレッション・プール水を水源とした循環運転を行うことで、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。また、残留熱除去系注入弁から原子炉圧力容器までの配管については、上記の試験に加えて、原子炉運転中及び原子炉停止中に、弁動作確認として残留熱除去系注入弁の機能・性能の確認が可能



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の確認が可能な設計とする。

これらの試験を組み合わせることにより、代替循環冷却系の機能を確認できる設計とする。

第 3.7-18 表 代替循環冷却系ポンプの試験及び検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能、ポンプ及び系統配管・弁の漏えいの確認、外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能、ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認、外観の確認
	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

(50-5-12～14)



(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

重大事故等対処設備は、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。

代替循環冷却系である代替循環冷却系ポンプは、本来の用途以外の用途には使用しない。本系統は、中央制御室からの操作で残留熱除去系熱交換器（A）出口弁の閉操作及び代替循環冷却系ポンプ入口弁の開操作を行い、代替循環冷却系ポンプの起動操作を行うことで使用することが可能な設計とする。

これにより、代替循環冷却系が必要となるまでの間に、第3.7-3図で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。



第 3.7-3 図 代替循環冷却系 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」への適合方針についての1.7で示すタイムチャート

(50-3-12～50-3-13)



(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

重大事故等対処設備は、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。

代替循環冷却系ポンプは、[残留熱除去系に接続されており](#)，通常時は代替循環冷却系ポンプ入口弁，代替循環冷却系注入弁，代替循環冷却系格納容器スプレイ弁及び代替循環冷却系テスト弁を閉止することで隔離する系統構成としており，残留熱除去系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。[隔離弁について第3.7-19表に示す。](#)

第 3.7-19 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	代替循環冷却系ポンプ入口弁	電動駆動	通常時閉
	代替循環冷却系注入弁	電動駆動	通常時閉
	<a href="#">代替循環冷却系格納容器スプレイ弁</a>	<a href="#">電動駆動</a>	<a href="#">通常時閉</a>
	代替循環冷却系テスト弁	電動駆動	通常時閉

(50-4-2)



(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

重大事故等対処設備は、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。

代替循環冷却系の系統構成に必要な機器の設置場所を第3.7-20表に示す。これら原子炉建屋原子炉棟内に設置されている弁及び代替循環冷却系ポンプについては中央制御室から操作が可能な設計とする。



第 3.7-20 表 操作対象機器リスト

機器名称	設置場所	操作場所
代替循環冷却系ポンプ	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	中央制御室
代替循環冷却系ポンプ入口弁	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	中央制御室
代替循環冷却系注入弁	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	中央制御室
残留熱除去系 A 系注入弁	原子炉建屋原子炉棟3階	中央制御室
代替循環冷却系格納容器スプレイ弁	原子炉建屋原子炉棟3階	中央制御室
残留熱除去系 A 系格納容器スプレイ弁	原子炉建屋原子炉棟 地下1階	中央制御室
残留熱除去系 A 系格納容器スプレイ弁	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室
代替循環冷却系テスト弁	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	中央制御室
残留熱除去系ポンプ A 入口弁	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	中央制御室
残留熱除去系熱交換器 A 入口弁	原子炉建屋原子炉棟1階	中央制御室
残留熱除去系ポンプ A 停止時冷却ライン入口弁	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	中央制御室
残留熱除去系熱交換器 A 系バイパス弁	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 A 出口弁	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	中央制御室
残留熱除去系注水配管分離弁	原子炉建屋原子炉棟2階	中央制御室
残留熱除去系ヘッドスプレイ隔離弁	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室
残留熱除去系 A 凝縮水ラインドレン弁	原子炉建屋原子炉棟 地下1階	中央制御室
緊急用電源切替盤	中央制御室	中央制御室

(50-4-2)



#### 3.7.2.2.4.2 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

常設重大事故等対処設備は、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。

代替循環冷却系は、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格納容器の破損を防止する設計とする。代替循環冷却系ポンプの容量は、炉心損傷後の格納容器破損防止の重要事故シーケンスのうち、格納容器過圧・過温破損シーケンスに係る有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において、有効性が確認されている循環流量が、 $250\text{m}^3/\text{h}$  (原子炉注水： $50\text{m}^3/\text{h}$ ，格納容器スプレイ： $200\text{m}^3/\text{h}$ ) であることから、これを上回る $250\text{m}^3/\text{h}$ 以上を確保可能な設計とする。ポンプは、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考慮して循環流量 $250\text{m}^3/\text{h}$ が達成可能な設計とする。

(50-6-21～50-6-24)



(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

常設重大事故等対処設備は、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。

代替循環冷却系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(50-3-13)



(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。

代替循環冷却系ポンプは、設計基準事故対処設備である低圧炉心スプレイ系ポンプ及び残留熱除去系ポンプに対し、可能な限り位置的分散を考慮した配置とする。また、電源、冷却水を含むサポート系は独立性を有した設計としており、それぞれ異なる電源から供給することで多様性を有した設計とする。



### 3.7.3 その他設備

#### 3.7.3.1 サプレッション・プール水pH制御装置

##### 3.7.3.1.1 設備概要

格納容器圧力逃がし装置を使用する際、サプレッション・プール水が酸性化することを防止し、サプレッション・プール水中に核分裂生成物由来のよう素を捕捉することでよう素の放出量を低減するために、サプレッション・プール水pH制御装置を設ける。なお、本設備は事業者の自主的な取組で設置するものである。

炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心に含まれるよう素がサプレッション・プール水へ流入し溶解する。また、格納容器内のケーブル被覆材には塩素等が含まれており、重大事故時にケーブルの放射線分解と熱分解により塩酸等の酸性物質が大量に発生するため、サプレッション・プール水が酸性化する可能性がある。サプレッション・プール水が酸性化すると、水中に溶解しているよう素が有機よう素としてサプレッション・チェンバの気相部へ放出されるという知見がある。そこで、サプレッション・プール水をアルカリ性に保つため、pH制御として薬液（）をサプレッション・チェンバに注入する。よう素の溶解量とpHの関係については、米国の論文<sup>\*1</sup>にまとめられており、サプレッション・プール水をアルカリ性に保つことで、気相部へのよう素の移行を低減することが期待できる。

本系統は、原子炉建屋原子炉棟内に設置している薬液タンク隔離弁（2弁）を中央制御室からの遠隔操作、又は現場での手動操作により開操作することで、薬注蓄圧タンクを窒素により加圧し、残留熱除去系配管からサプレッション・チェンバに薬液（）を注入する構成とする。

\*1：米国原子力規制委員会による研究（NUREG-1465）や、米国Oak



Ridge National Laboratoryによる論文（N U R E G / C R-5950）によると、pHが酸性側になると、水中に溶解していたよう素が気体となって気相部に移行するとの研究結果が示されている。N U R E G-1465では、格納容器内に放出されるよう素の化学形態と、よう素を水中に保持するためのpH制御の必要性が整理されている。また、N U R E G / C R-5950では、酸性物質の発生量とpHが酸性側に変化していく経過を踏まえ、pH制御の効果を達成するための考え方が整理されており、これらの論文での評価内容を参照し、東海第二発電所の状況を踏まえ、サプレッション・プールへのアルカリ薬液の注入時間及び注入量を算定する。

#### 3.7.3.1.2 他設備への悪影響について

サプレッション・プールpH制御装置を使用することで、アルカリ薬液である[ ]を格納容器へ注入する。この際、悪影響として懸念されるのは、以下の2点である。

- ・アルカリとの反応で格納容器が腐食することによる格納容器バウンダリのシール性への影響
- ・アルカリとの反応で水素が発生することによる格納容器の圧力上昇及び水素燃焼

このうち、格納容器の腐食については、pH制御したサプレッション・プール水の薬液（[ ]）は低濃度であり、格納容器バウンダ리를主に構成しているステンレス鋼や炭素鋼の腐食領域ではないため悪影響は無い。同様に、格納容器のシール材についても耐アルカリ性を確認した改良E P D Mを使用することから格納容器バウンダリのシール性に対する悪影響はない。



また水素の発生については、格納容器内では配管の保温材やグレーチング等に両性金属であるアルミニウムや亜鉛を使用しており、薬液（ ）と反応することで水素が発生する。しかし、格納容器内のアルミニウムと亜鉛が全量反応し水素が発生すると仮定しても、事故時の格納容器内の気相は水蒸気が多くを占めていることから、格納容器の圧力制御には影響がない。また、格納容器内は窒素により不活性化されており、本反応では酸素の発生がないことから、水素の燃焼は発生しない。

したがって、サプレッション・プールpH制御装置を使用することによる他設備への悪影響はない。



50-1 SA設備基準適合性 一覧表



東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

第50条: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フィルタ装置	類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 /屋外の天候/放射線	その他建屋内 (地下格納槽)	C		
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—		
			海水		(海水を通水しない)	対象外		
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—		
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	対象外		
			関連資料		[配置図]50-3			
		第2号	操作性		中央制御室操作 (操作スイッチ操作) 現場操作 (操作スイッチ操作)(弁操作)	A, B d, B f		
			関連資料		[配置図]50-3			
		第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)		容器(タンク類)	C		
			関連資料		[試験・検査説明資料]50-5			
		第4号	切り替え性		当該系統の使用に当たり系統の切替操作が不要	B b		
			関連資料		[系統図]50-4			
		第5号	悪影響防止	系統設計		弁等の操作で系統構成	A a	
				その他(飛散物)		(考慮対象なし)	対象外	
				関連資料		[系統図]50-4		
		第6号	設置場所		現場操作(設置場所) 中央制御室操作	A b B		
			関連資料		[配置図]50-3 [系統図]50-4			
	第2項	第1号	常設SAの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A		
			関連資料		[容量設定根拠]50-7			
			共用の禁止		(共用しない設備)	対象外		
		第2号	関連資料		—			
			第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災		緩和設備又は防止でも緩和でもない設備—対象(同一目的のS A 設備あり)	B
					サポート系故障		対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a
					関連資料		[配置図]50-3 [系統図]50-4	



東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

第50条:原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備				圧力開放板	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	屋外	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
			関連資料	[配置図]50-3	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外
			関連資料	[配置図]50-3	
		第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	その他	M
			関連資料	[試験・検査説明資料]50-5	
		第4号	切り替え性	当該系統の使用に当たり系統の切替操作が不要	B b
			関連資料	[系統図]50-4	
		第5号	悪影響防止	系統設計	A a
			その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外
			関連資料	[系統図]50-4	
		第6号	設置場所	(操作不要)	対象外
			関連資料	[配置図]50-3 [系統図]50-4	
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	[容量設定根拠]50-6	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
		第3号	共通要因故障防止	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備一対象(同一目的のSA設備あり)	B
			サポート系故障	(サポート系なし)	対象外
		第3号	関連資料	[配置図]50-3 [系統図]50-4	



東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

第50条:原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備				第二弁操作室遮蔽	類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内(原子炉建屋付属棟)	C		
			荷重	(有効に機能を発揮する)			—	
			海水	(海水を通水しない)			対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)			—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)			対象外	
			関連資料	[配置図]50-3				
		第2号	操作性	(操作不要)			対象外	
			関連資料	—				
		第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	遮蔽(外観点検が可能)			K	
			関連資料	[試験・検査説明資料]50-5				
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要			B b	
			関連資料	—				
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成			A d
				その他(飛散物)	(考慮対象なし)			対象外
				関連資料	—			
		第6号	設置場所	(操作不要)			対象外	
			関連資料	—				
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの			A	
			関連資料	—				
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)			対象外	
			関連資料	—				
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備－対象外(同一目的のSA設備なし)			対象外
				サポート系故障	(サポート系なし)			対象外
				関連資料	[配置図]50-3			



東海第二発電所 S A設備基準適合性一覧表(可搬型)

第50条:原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備				第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）		類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境澁渡・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内（原子炉建屋付属棟）	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	対象外
				関連資料	[配置図]50-3	
		第2号	操作性	弁操作	Bf	
		第2号	関連資料	[保管場所図]50-3		
		第3号	試験・検査（検査性,系統構成・外部入力）	容器（タンク類） （機能・性能の確認が可能） （規定圧力の確認及び外観の確認が可能）	C	
			関連資料	－		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	Bb	
			関連資料	－		
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ac
				その他（飛散物）	（考慮対象なし）	対象外
				関連資料	[系統図]50-4	
		第6号	設置場所	第二弁操作室操作	B	
			関連資料	[保管場所図]59-8		
	第3項	第1号	可搬SAの容量	その他設備（必要な本数である17本に加え、バックアップとして3本の合計20本を保有する）	C	
			関連資料	[容量設定根拠] 59-6		
		第2号	可搬SAの接続性	（対象外）	対象外	
			関連資料	－		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	（対象外）	対象外	
			関連資料	－		
		第4号	設置場所	（放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－	
			関連資料	－		
		第5号	保管場所	屋内（共通要因の考慮対象設備なし）	Ab	
			関連資料	－		
		第6号	アクセスルート	対象外（アクセス不要）	－	
			関連資料	－		
		第7号	共通要因故障防止	環境条件,自然現象,外部人為事象,浴水,火災	緩和設備－対象外（同一目的のSA設備なし）	対象外
				サポート系要因	（サポート系なし）	対象外
				関連資料	－	



東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

第50条：原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備				代替循環冷却系ポンプ		類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料	配置図[50-4]	
		第2号	操作性	操作性	中央制御室操作	A
				関連資料	配置図[50-4]	
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁, 配管	A, B, F
				関連資料	試験及び検査説明資料[50-6]	
		第4号	切り替え性	切り替え性	当該系統の使用に当たり系統の切替操作が必要	B a
				関連資料	系統図[50-5]	
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	系統図[50-5]	
		第6号	設置場所	設置場所	中央制御室操作	B
				関連資料	配置図[50-4]	
		第1号	常設SAの容量	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
				関連資料	容量設定根拠[50-7]	
		第2号	共用の禁止	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
				関連資料	—	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象(代替対象D B設備有り)—屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	本文	



50-2 電源構成図











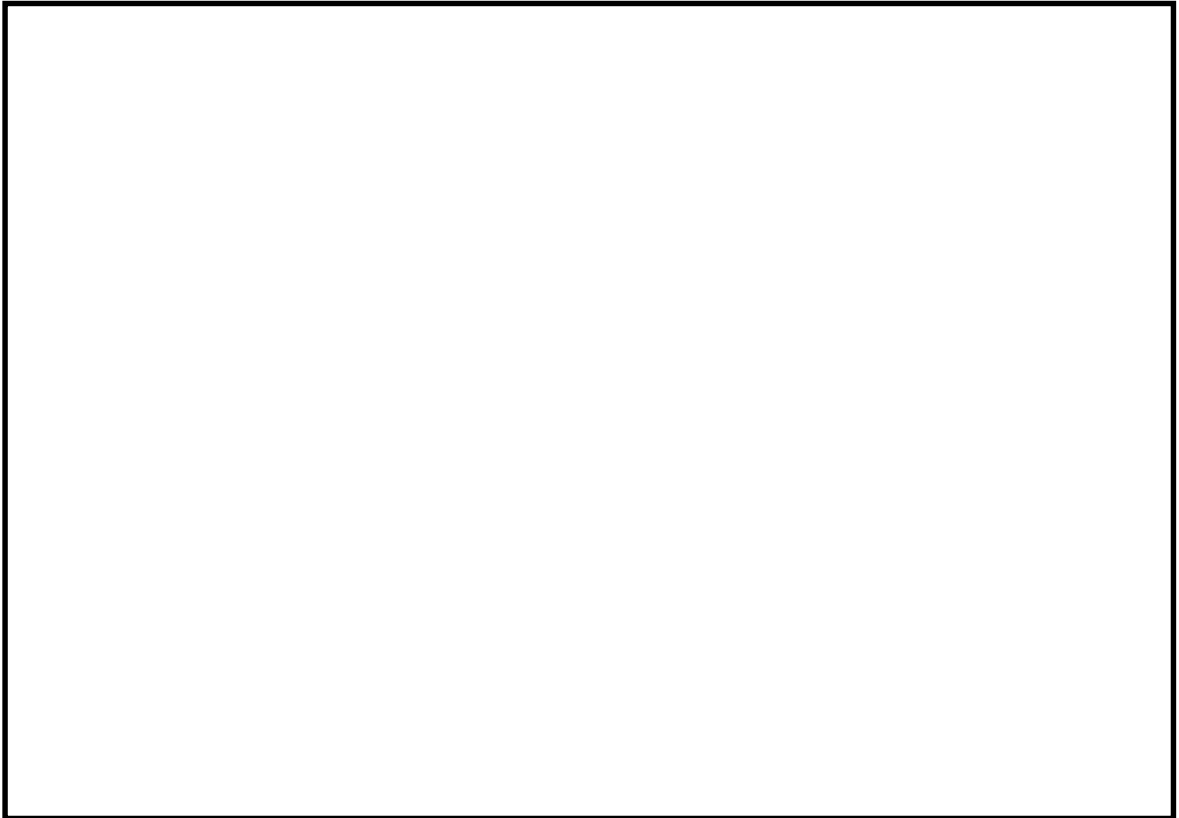
### 50-3 配置図



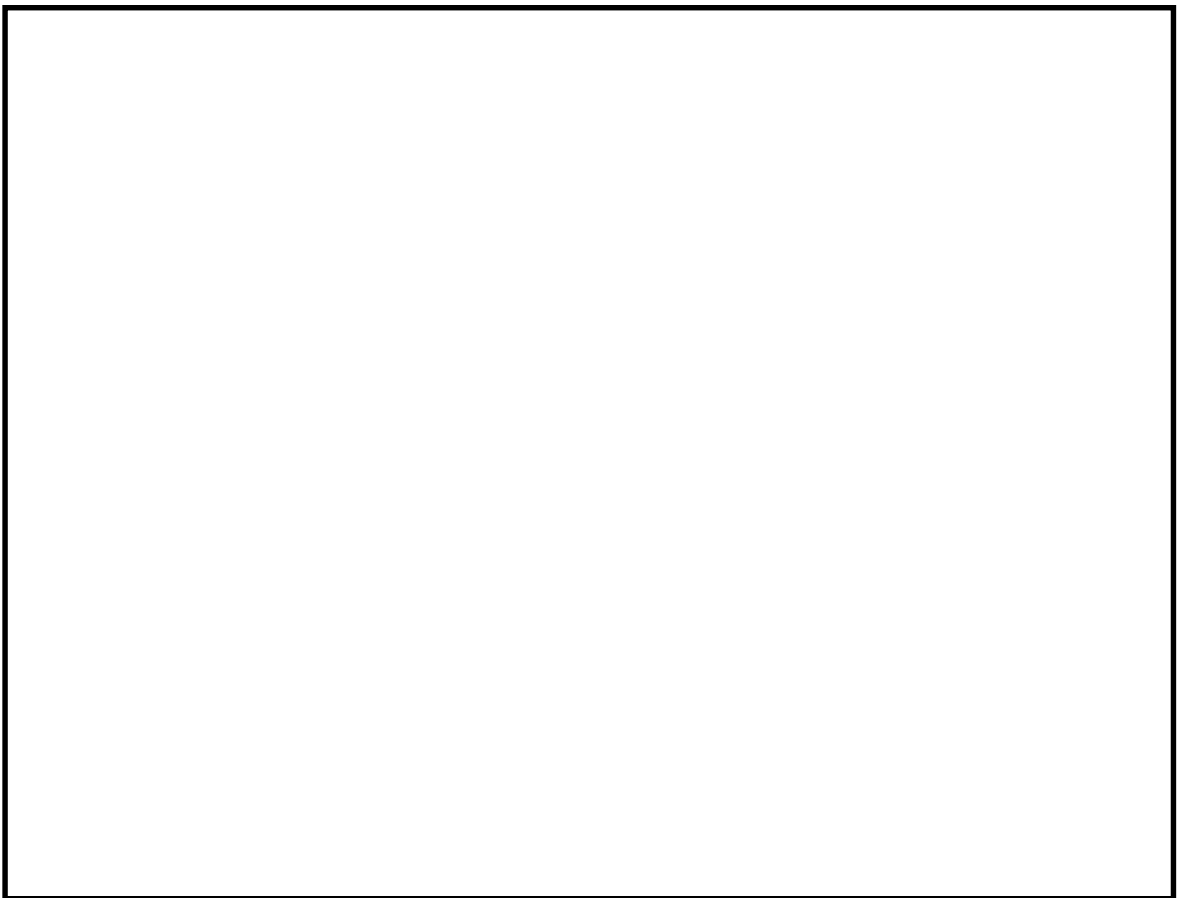


第50-3-1 図 格納容器フィルターベント系 配管ルート図（全体図）



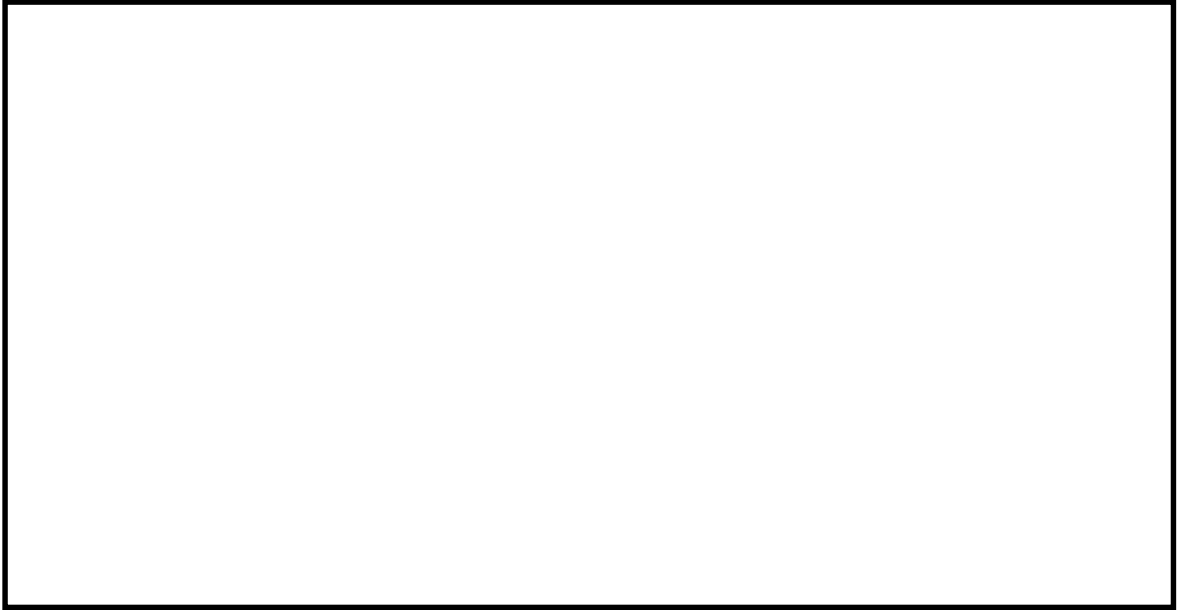


第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (1/12)

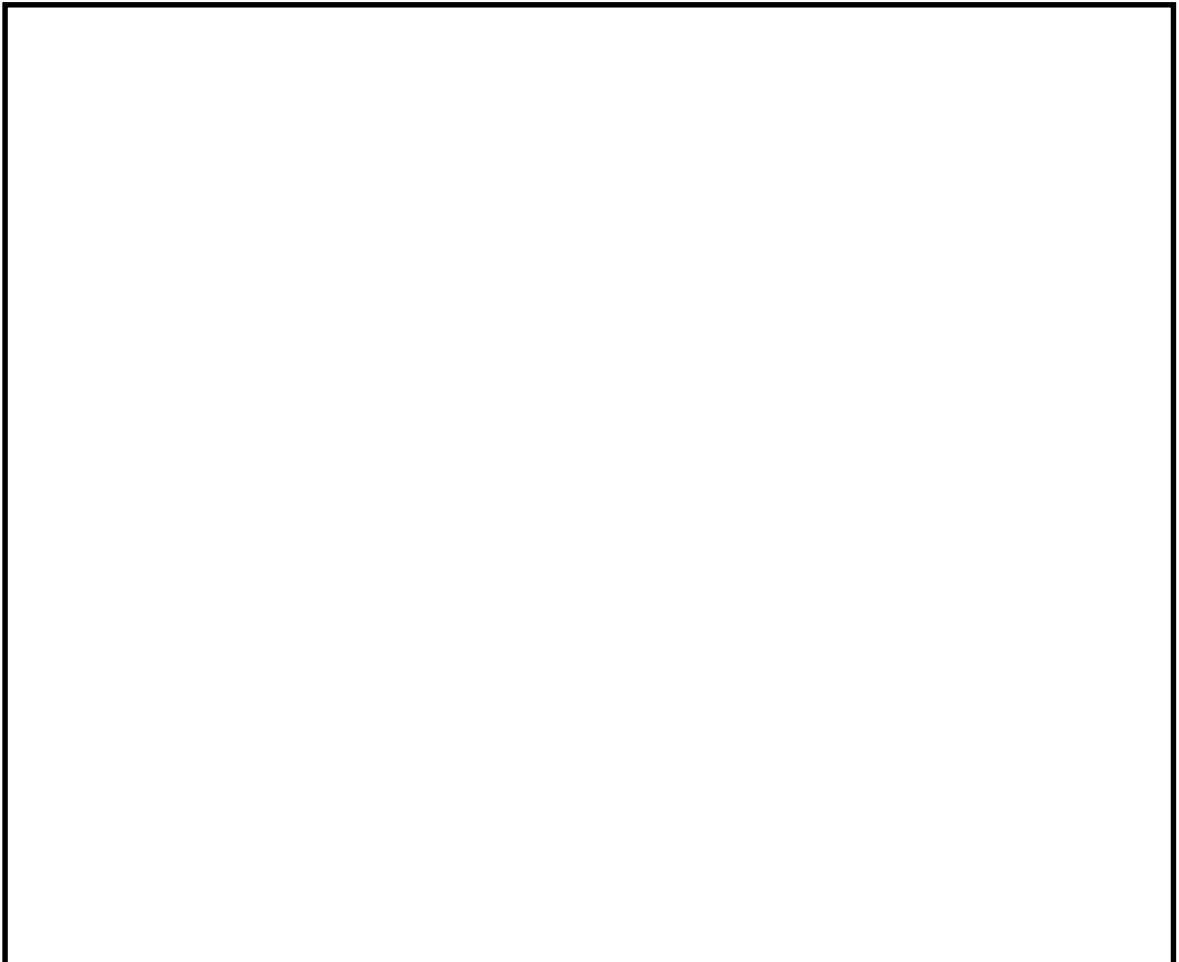


第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (2/12)



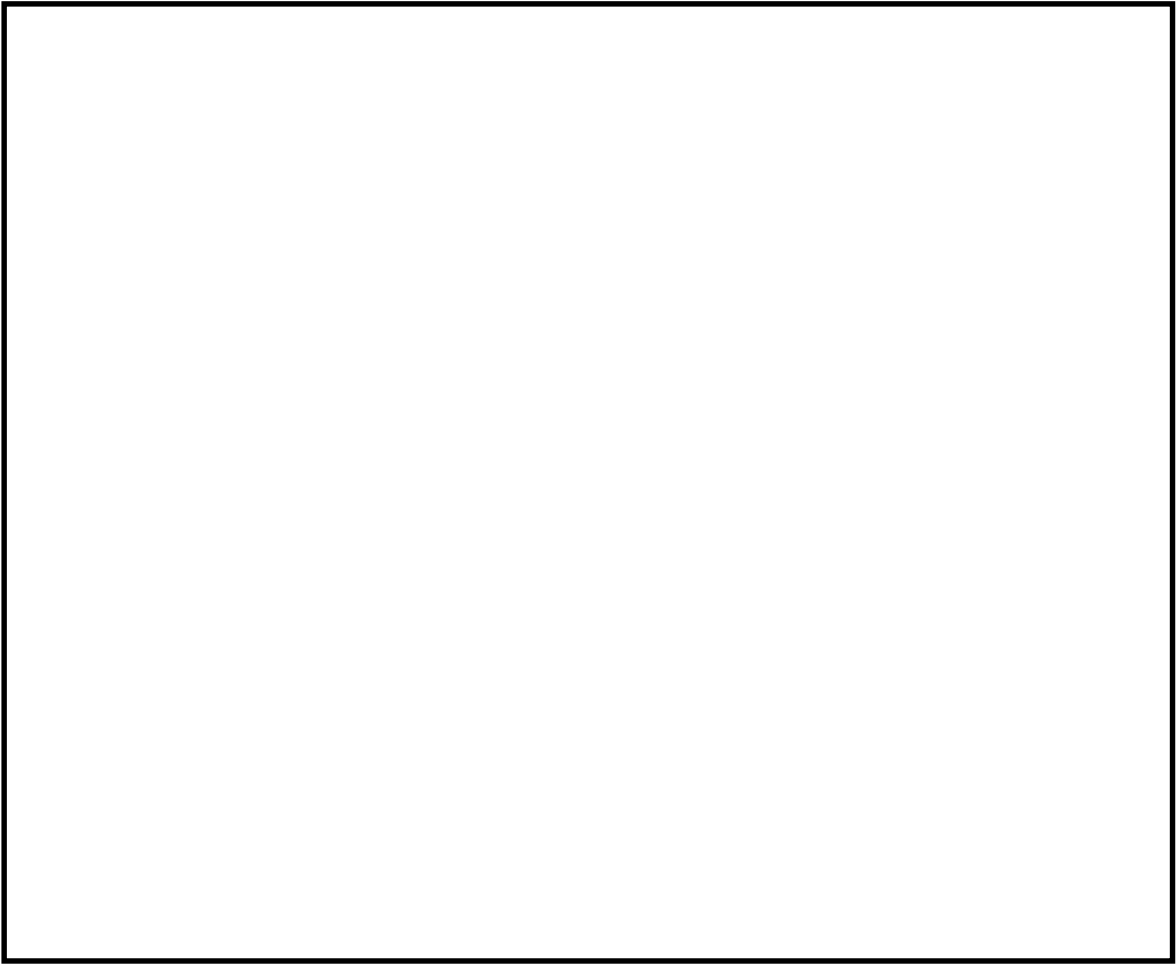


第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (3/12)

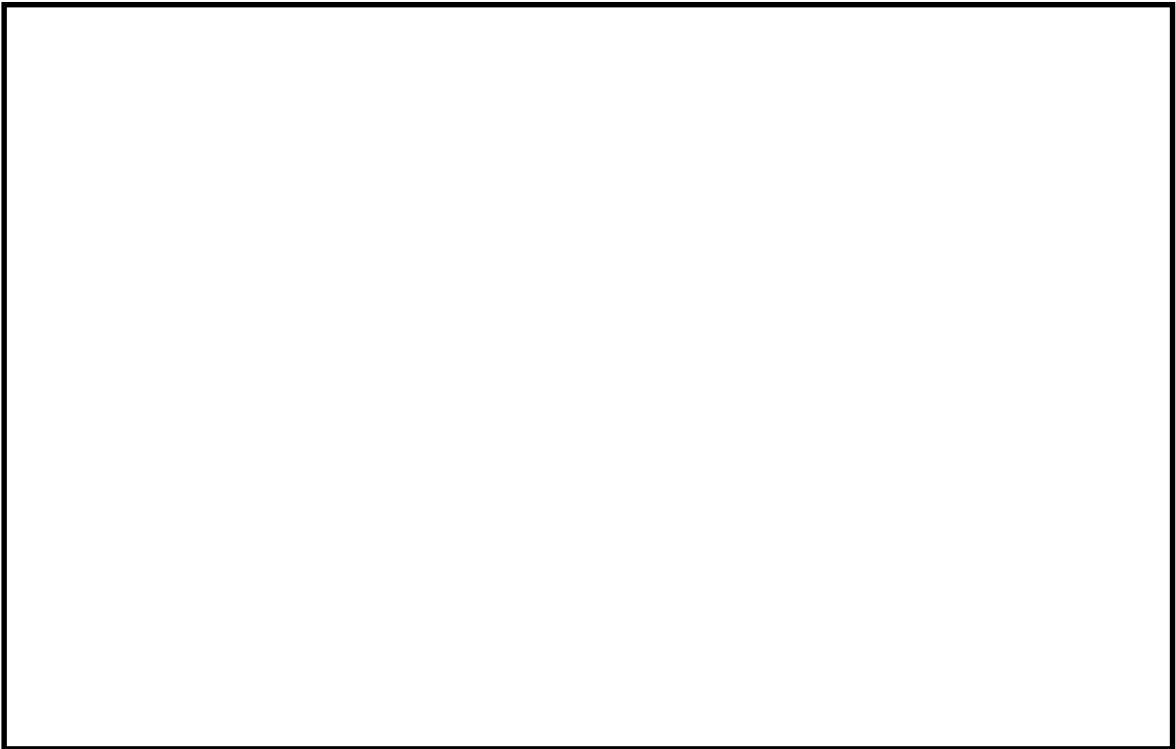


第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (4/12)



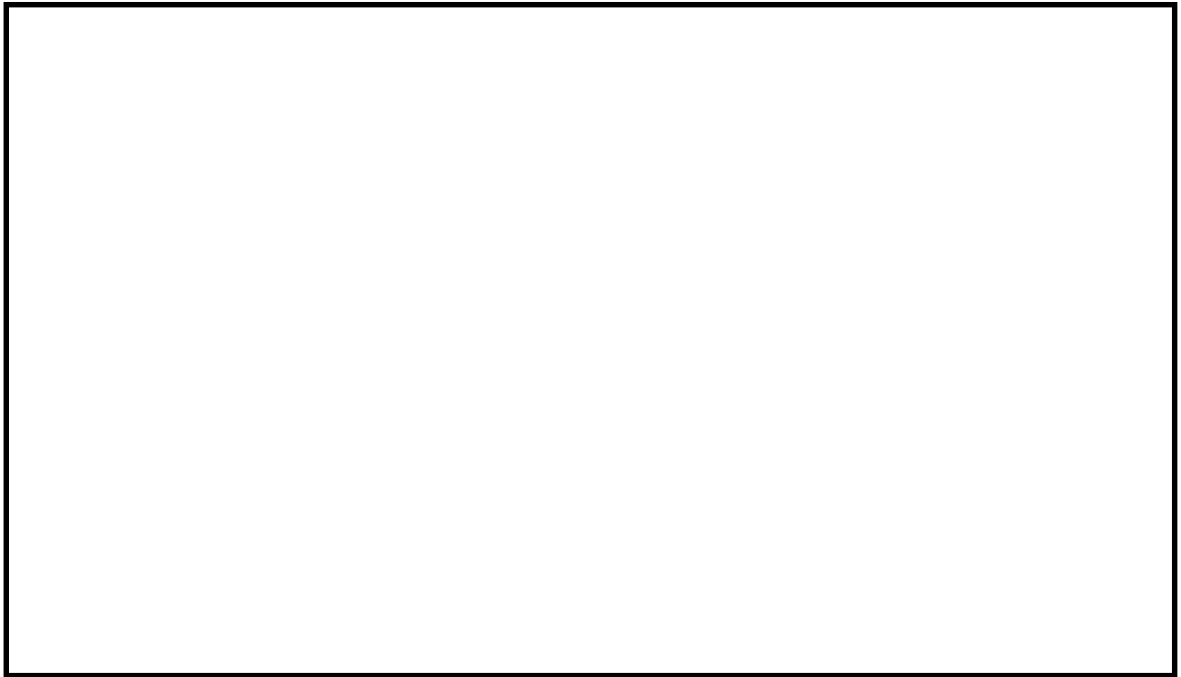


第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (5/12)

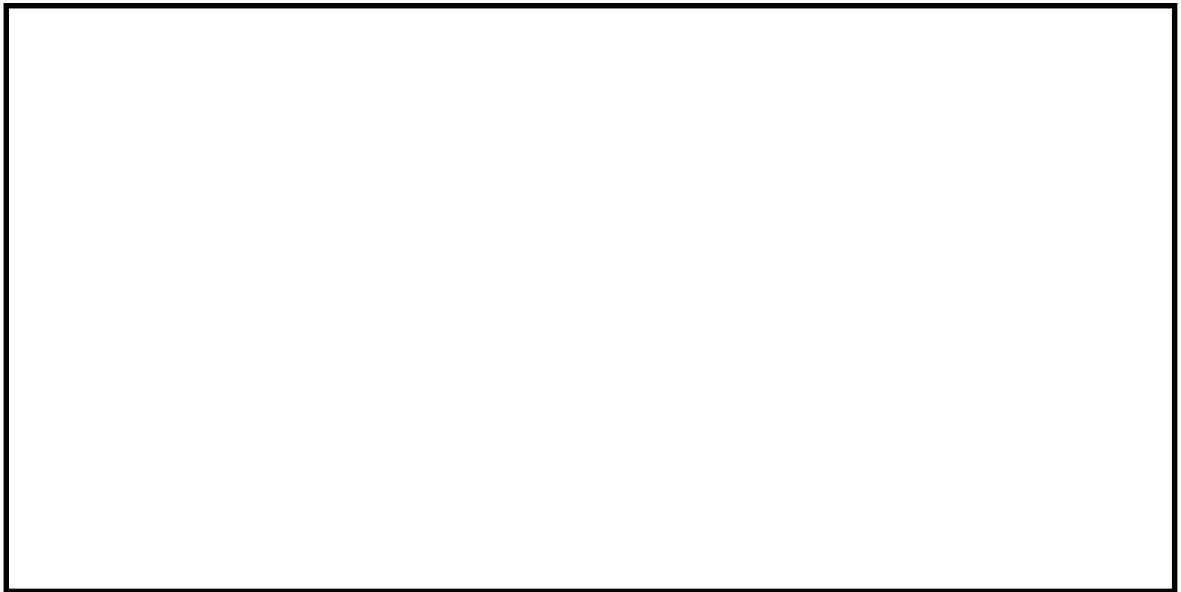


第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (6/12)



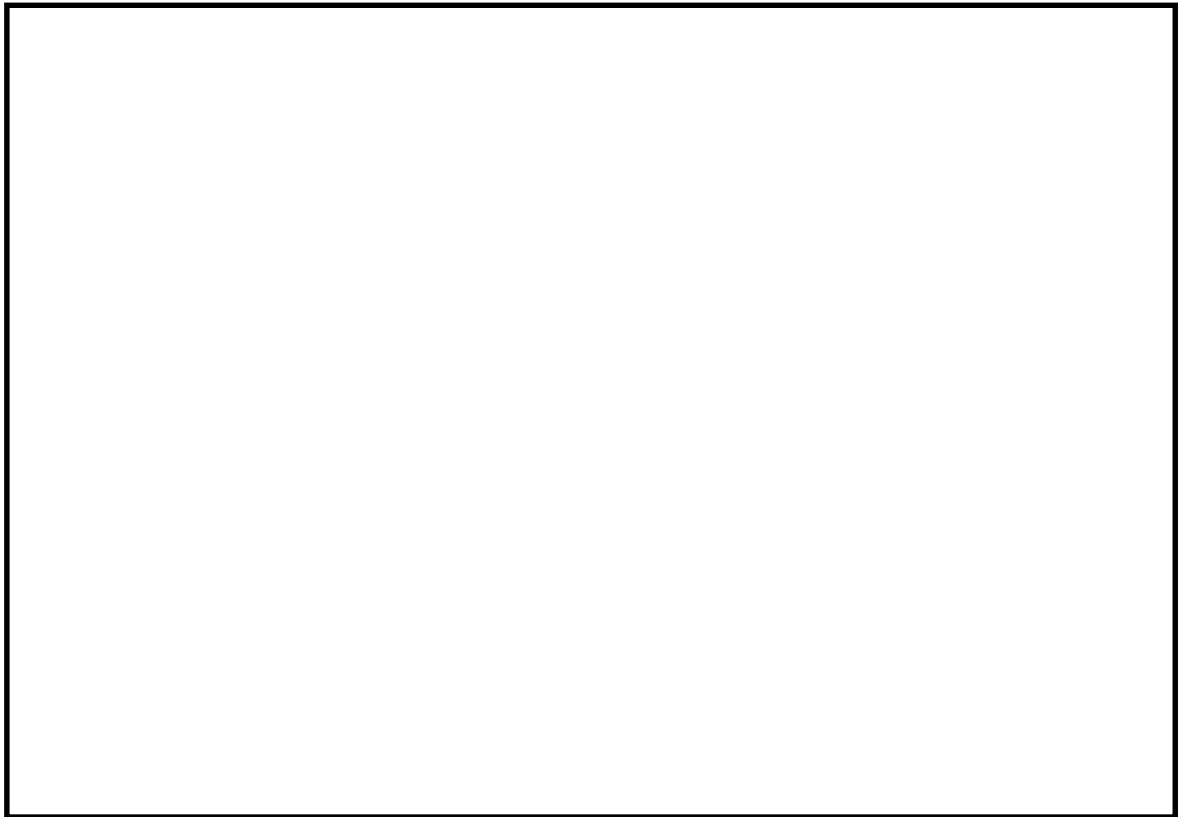


第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (7/12)



第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (8/12)



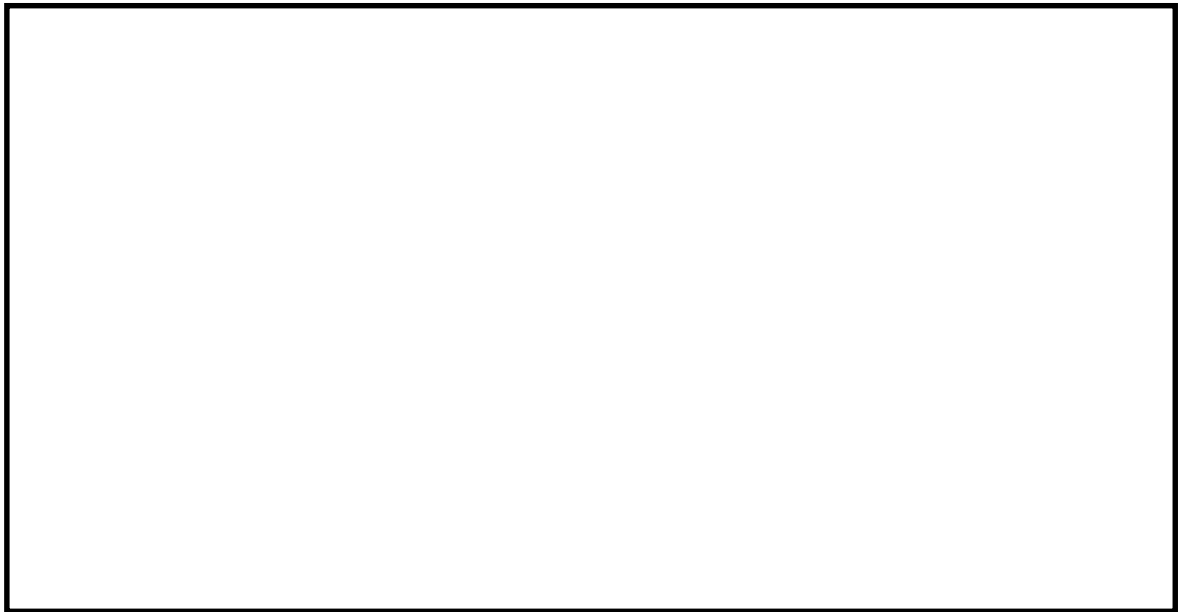


第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (9/12)

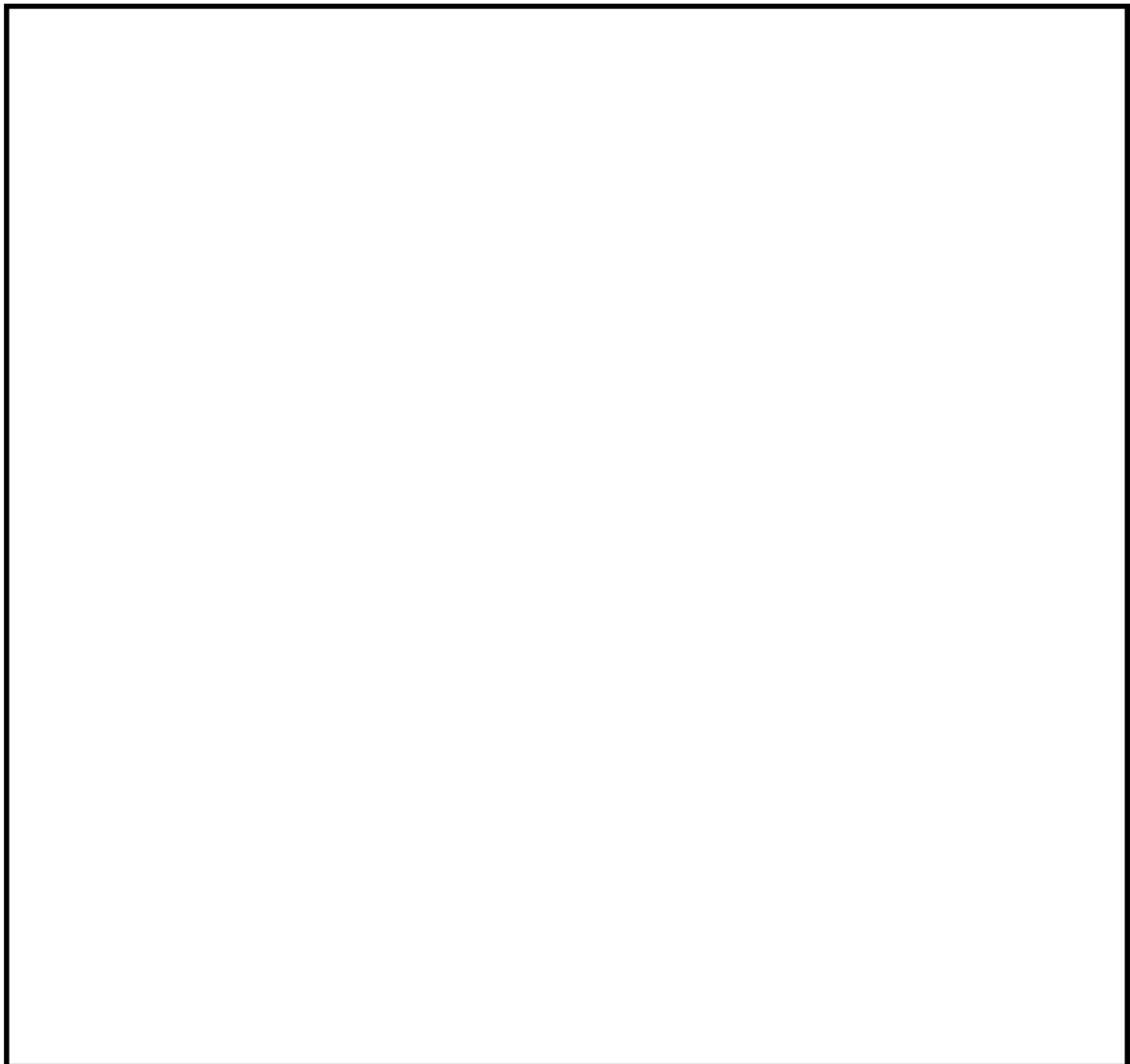


第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (10/12)



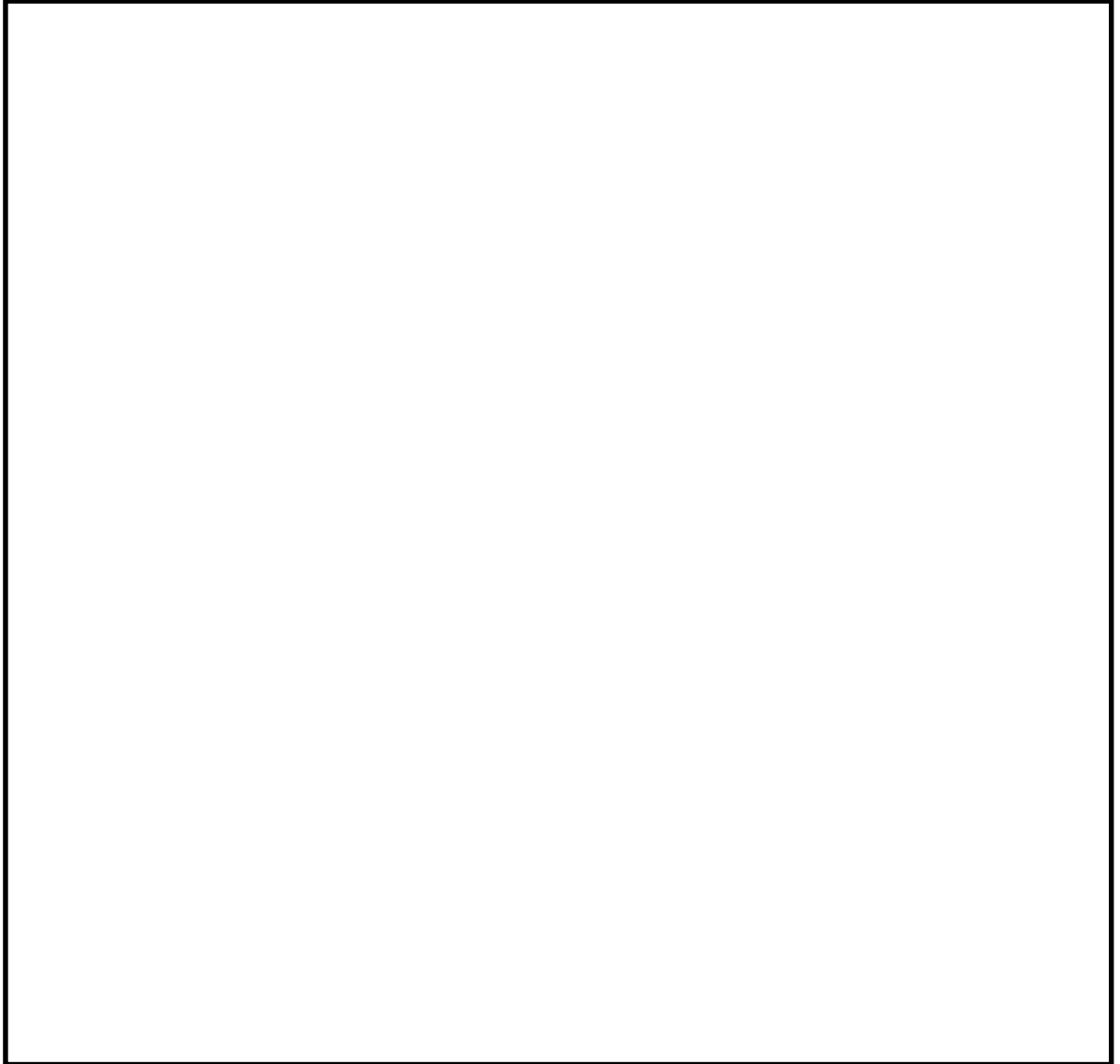


第 50-3-12 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (11/12)



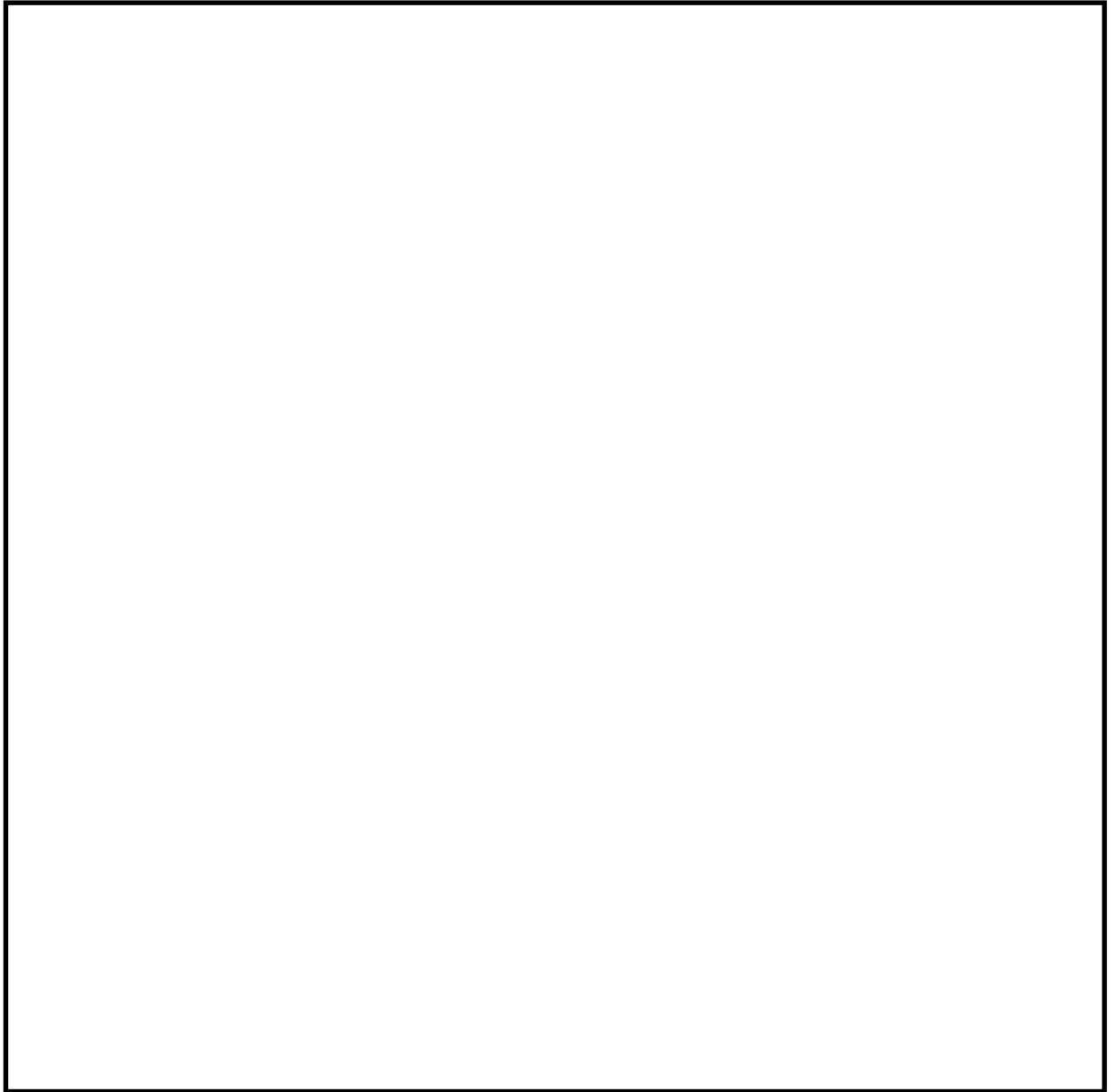
第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (12/12)





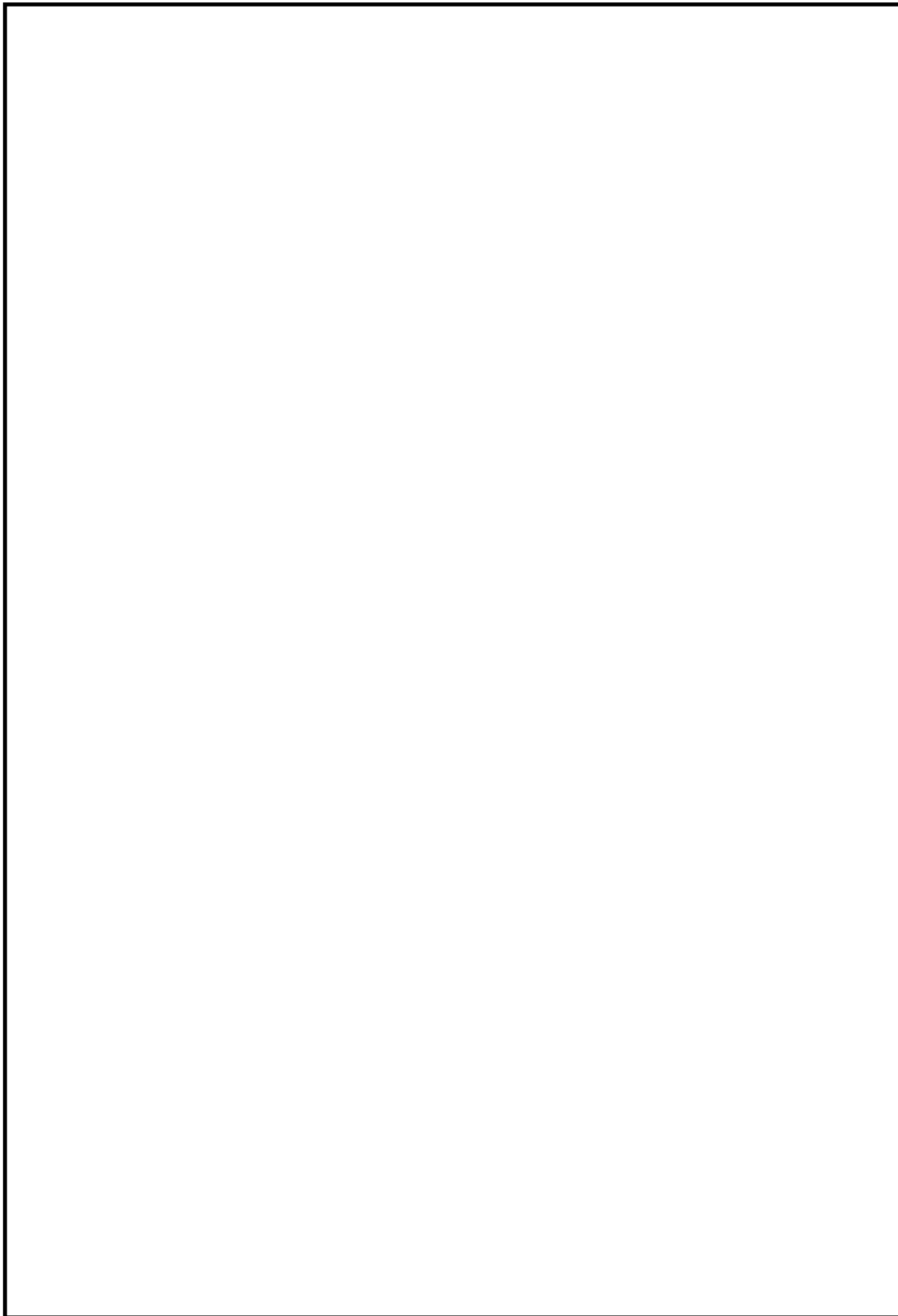
第 50-3-3 図 第一弁の操作場所 (1/2)





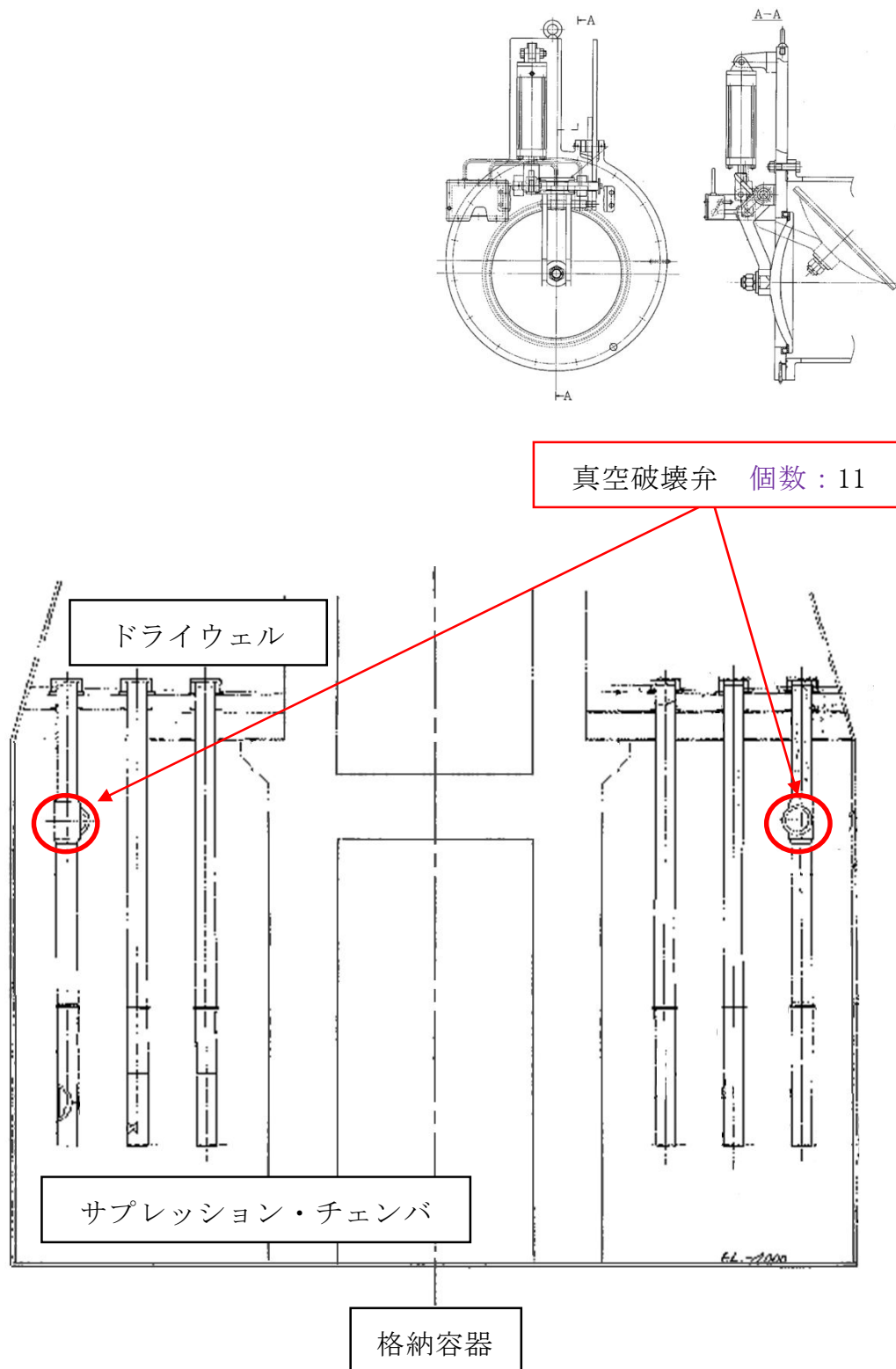
第 50-3-3 図 第一弁の操作場所 (2/2)





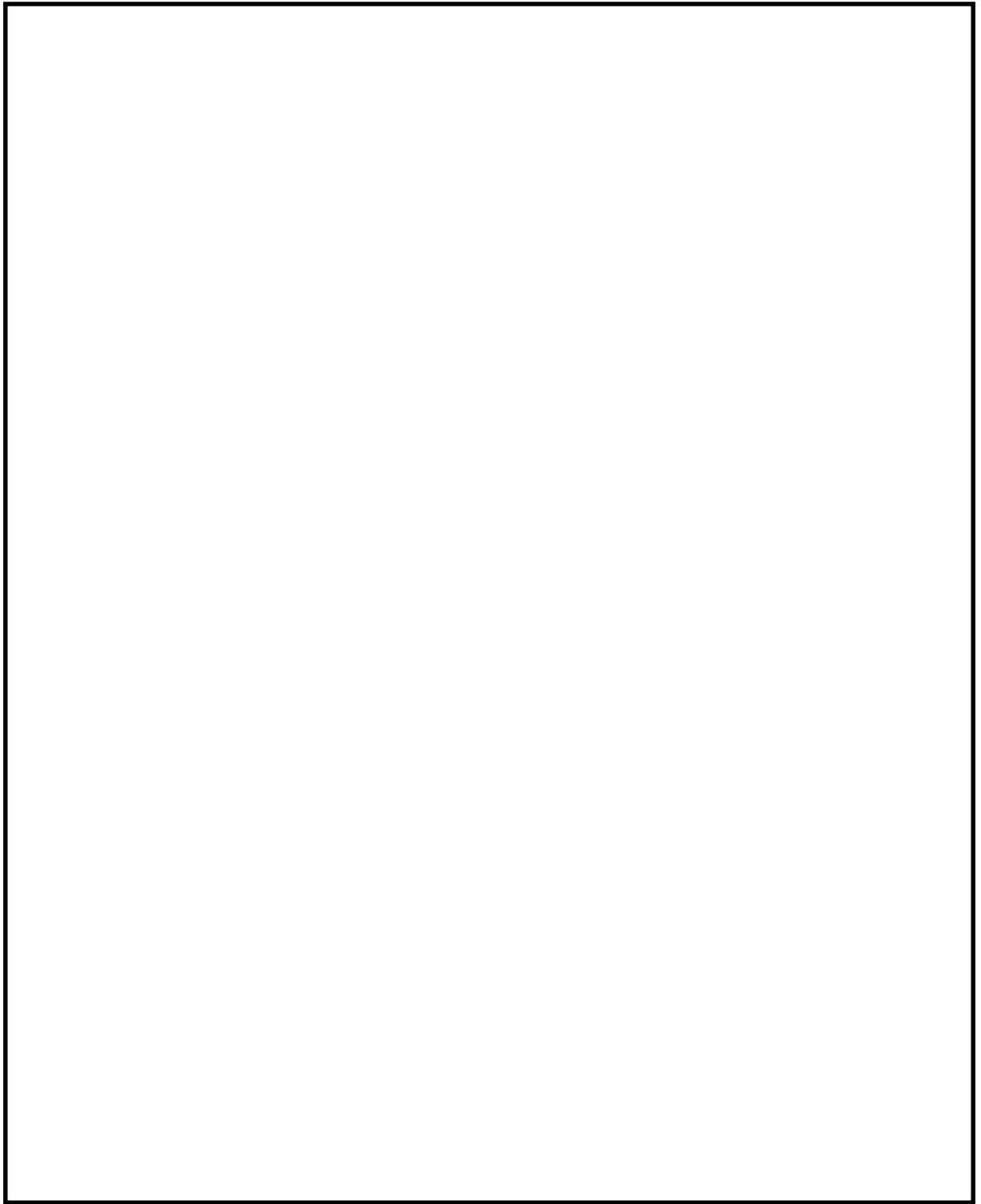
第 50-3-4 図 第二弁操作室及び空気ポンベの設置場所





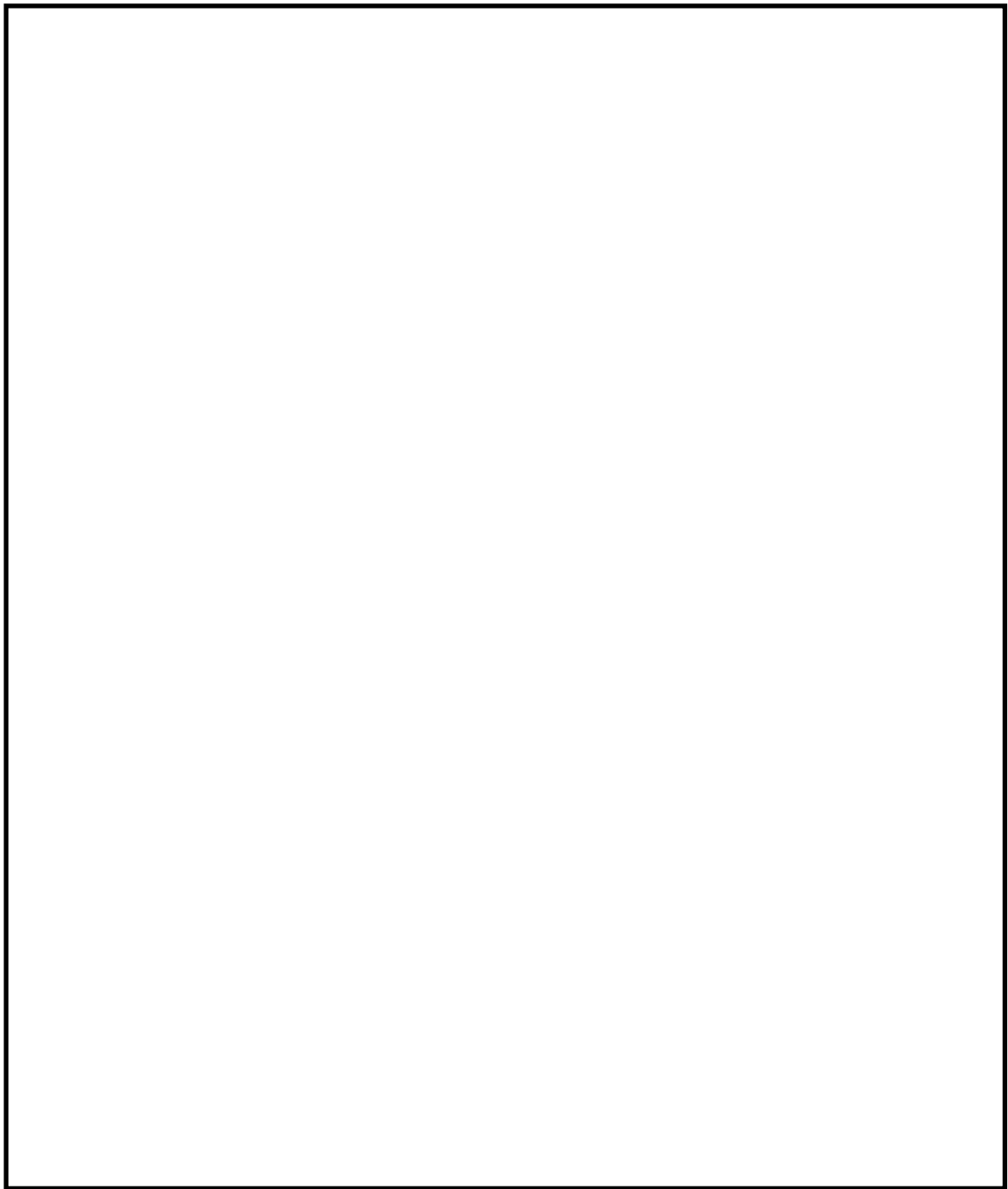
第 50-3-5 図 真空破壊弁設置場所





第 50-3-6 図 中央制御室配置図



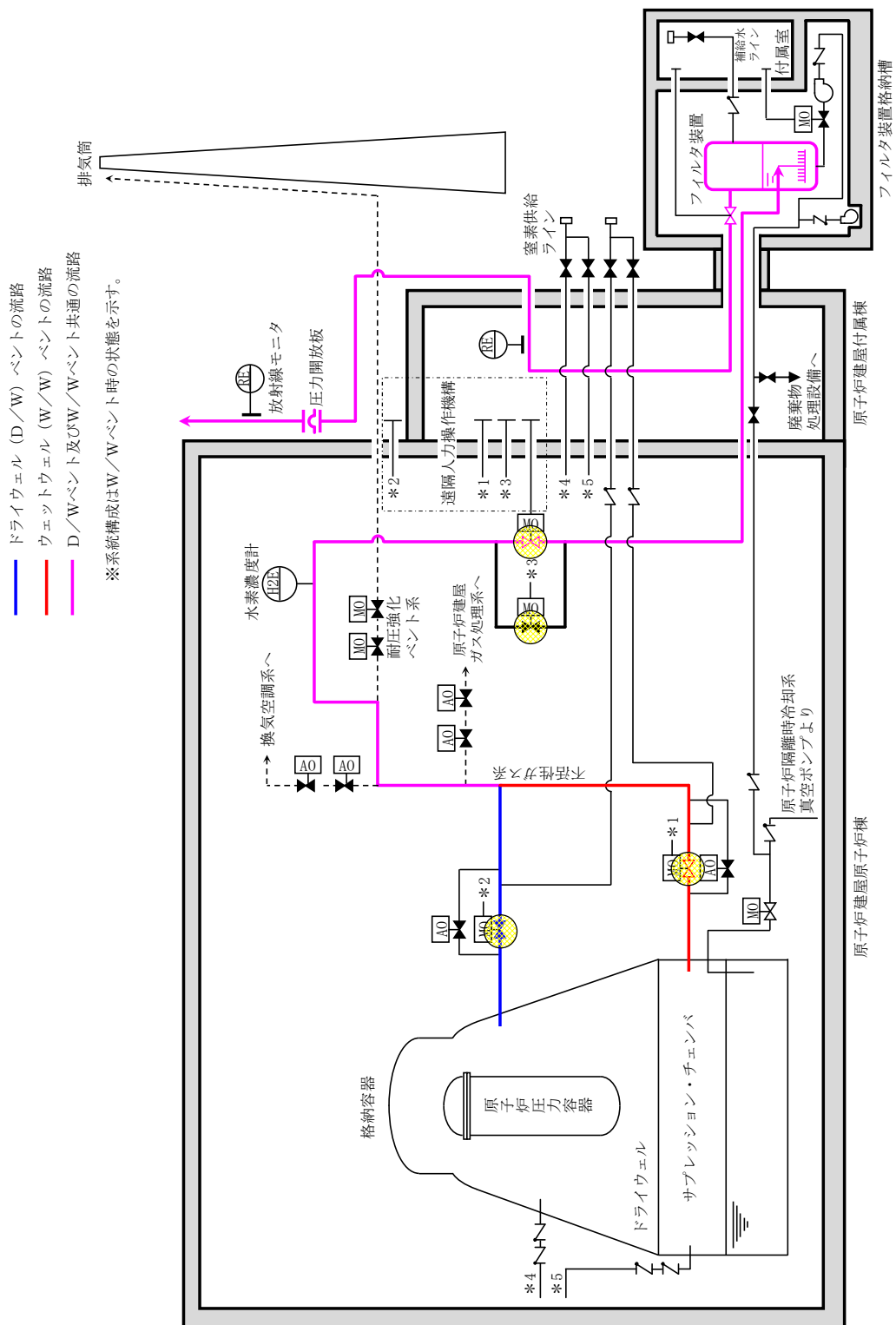


第 50-3-7 図 代替循環冷却系ポンプ配置図



#### 50-4 系統図

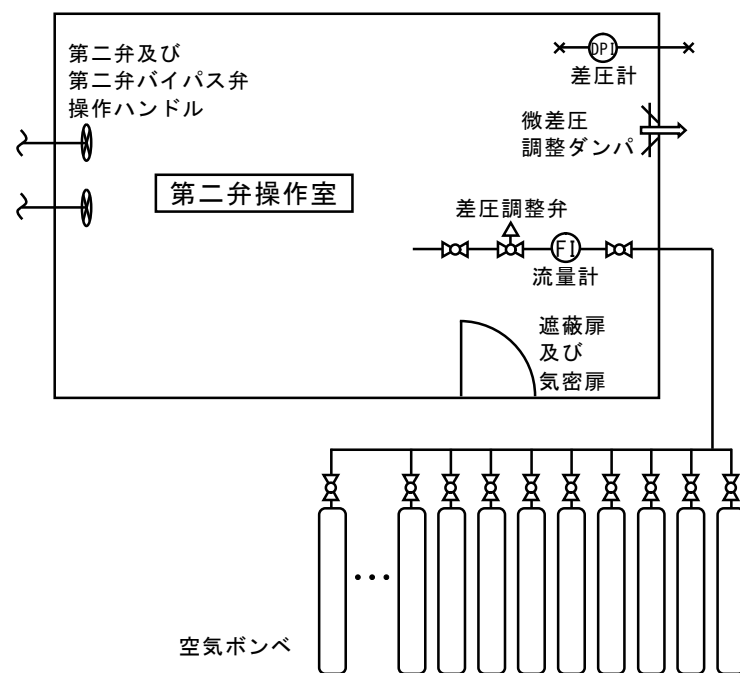




●：重大事故等発生時に操作する弁

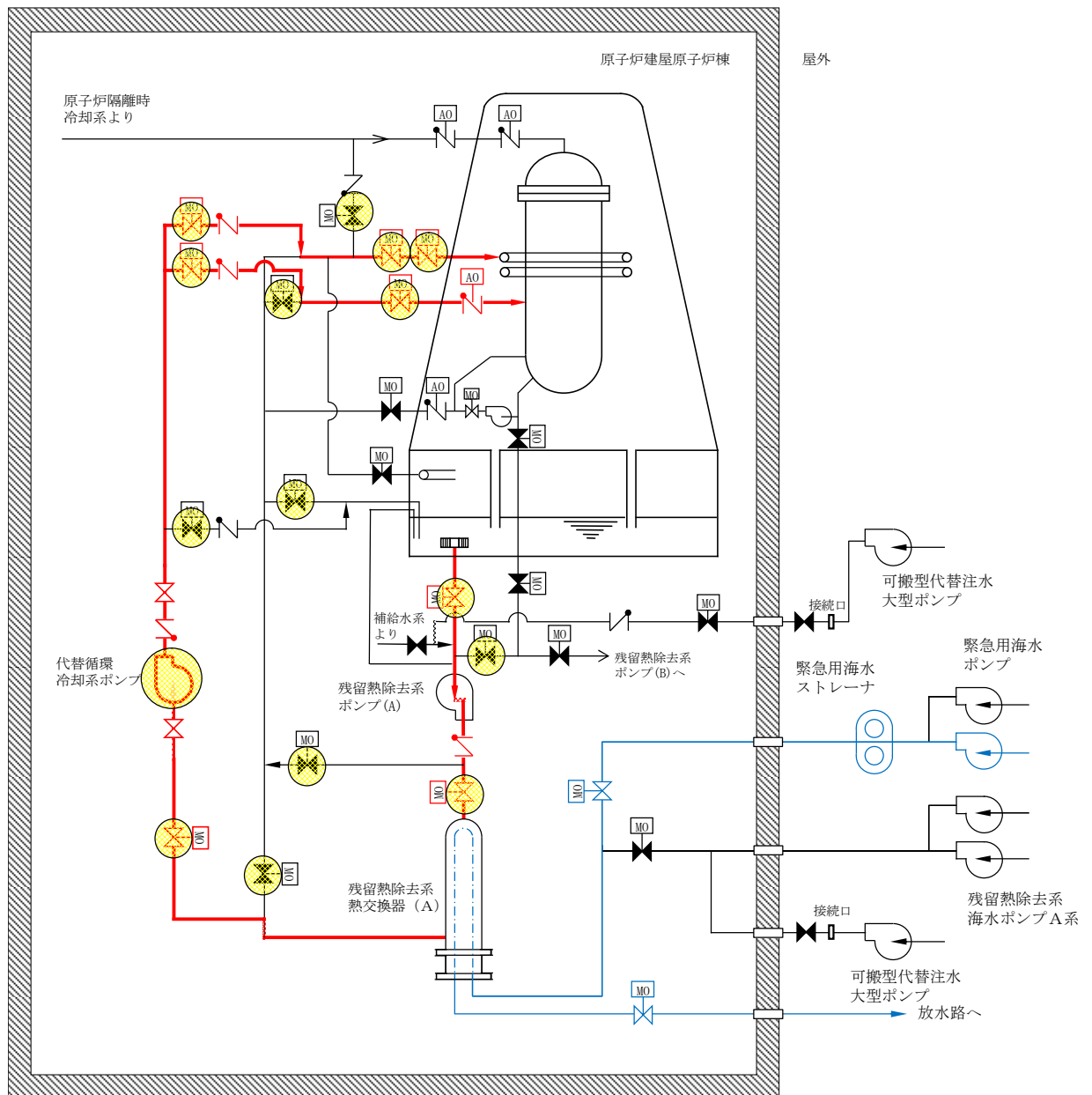
第 50-4-1 図 格納容器圧力逃がし装置系統概要図





第 50-4-2 図 第二弁操作室空気ポンベユニット 系統概要図





緊急用海水系使用時の図を示す。

● : 重大事故等発生時に操作する機器

第 50-4-3 図 代替循環冷却系系統概要図



## 50-5 試験及び検査



## 1. 格納容器圧力逃がし装置の試験・検査について

### (1) 機械設備の試験・検査

機械設備は、原子炉停止中に点検をすることとしており、第 50-5-1

表のとおりである。

第 50-5-1 表 機械設備の点検内容

対象機器	点検項目	点検内容	点検周期・時期（計画）
フィルタ装置	開放検査	外観点検（内面）	初回定検（結果によりその後の周期を決定）
	機能・性能検査	漏えい確認	本体内部点検に合わせて実施
		スクラビング水の水質確認	毎定検
内部構造物 ・ベンチュリノズル ・金属フィルタ ・流量制限オリフィス ・よう素除去部	外観検査	外観点検	初回定検（結果によりその後の周期を決定）
	機能・性能検査	サンプル性状確認（よう素除去部）	
圧力開放板	分解検査	本体外観点検	初回定検（結果によりその後の周期を決定）
		フランジ面手入れ	
	機能・性能検査	漏えい確認	
配管	外観検査	本体外観点検	10 定検毎
		フランジ部点検手入れ	10 定検毎，ただし接液部については初回定検（結果によりその後の周期を決定）
	機能・性能検査	漏えい確認	
弁	分解検査	弁箱内面点検手入れ	3 定検毎，ただし接液部については初回定検（結果によりその後の周期を決定）
		弁体，弁座，弁棒等点検手入れ	
		パッキン類交換	
		外観目視点検	
	機能・性能検査	漏えい確認	毎定検（手動弁を除く）
		開閉試験	
移送ポンプ	分解検査	内面点検手入れ	4 定検毎
		インペラ，シャフト，ケーシング等点検手入れ	
		パッキン類交換	
		外観目視点検	
	機能・性能検査	漏えい確認	4 定検毎，ただし移送ポンプについては毎月定期試験
		作動試験	



## (2) 電気設備の試験・検査

電気設備は、原子炉停止中かつ機器を除外可能な時期に点検をすることとしており、第 50-5-2 表のとおりである。

第 50-5-2 表 電気設備の点検内容

対象機器	点検項目	点検内容	点検周期・時期（計画）
電動駆動弁駆動部	電動機	外観点検	2 定検毎
		分解点検	156 ヶ月毎
	トルクスイッチ	動作確認	2 定検毎
		設定値確認	
	リミットスイッチ	動作確認	2 定検毎
		取付状態確認	
	電気室	結線点検	2 定検毎
	開度計	外観点検	2 定検毎
		指示値確認	
	試験・測定	絶縁抵抗測定	1 定検毎
		作動試験	
		電流測定	
ポンプ電動機	電動機	外観点検	5 定検毎
		分解点検	
	機能確認	絶縁抵抗測定	5 定検毎，ただし移送ポンプについては毎月定期試験
		作動試験	
		電流測定	



### (3) 計装設備の試験・検査

計装設備は、原子炉停止中に点検をすることとしており、第 50-5-3 表のとおりである。

第 50-5-3 表 計装設備の点検内容

対象機器	点検項目	点検内容	点検周期・時期（計画）
水位計	特性試験	外観点検	1 定検毎
		単体・ループ校正	
圧力計	特性試験	外観点検	1 定検毎
		単体・ループ校正	
温度計	特性試験	外観点検	1 定検毎
		電気試験	
		ループ校正	
放射線モニタ	特性試験	外観点検	1 定検毎
		単体・ループ校正	
		線源校正	
水素濃度計	特性試験	外観点検	1 定検毎
		単体・ループ校正	
		ガス校正	
サンプリング機器	外観検査	外観点検	1 定検毎
	特性試験	計器校正	1 定検毎
	機能・性能検査	作動試験	1 定検毎
	分解点検	ポンプ分解点検	5 定検毎
制御盤	外観検査	外観点検	1 定検毎



#### (4) 第二弁操作室の気密性に関する試験・検査

##### ①概要

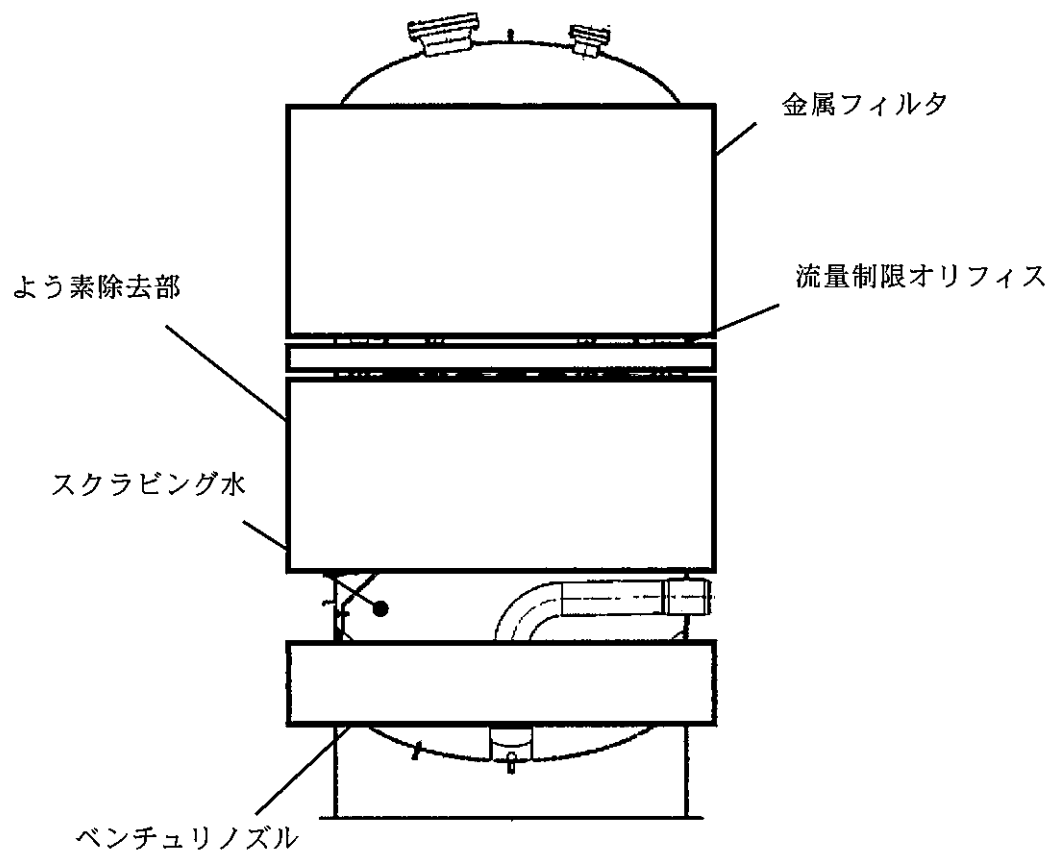
第二弁操作室の気密性に関する試験・検査として、原子炉停止中において、正圧化試験を実施する。

##### ②試験内容

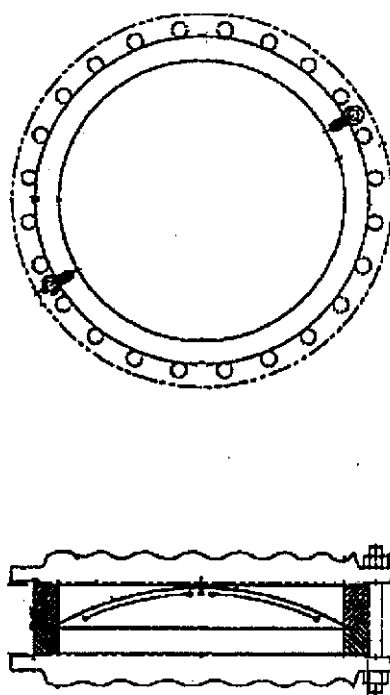
第二弁操作室の気密性能確認として、第二弁操作室の正圧化試験を実施する。第二弁操作室空気ボンベユニットを用いて、第二弁操作室内を加圧し、隣接区画よりも正圧化できることを確認する。（差圧については、(50-6-17)を参照）

第二弁操作室の正圧化試験のバウンダリ構成図を第50-5-12図に示す。



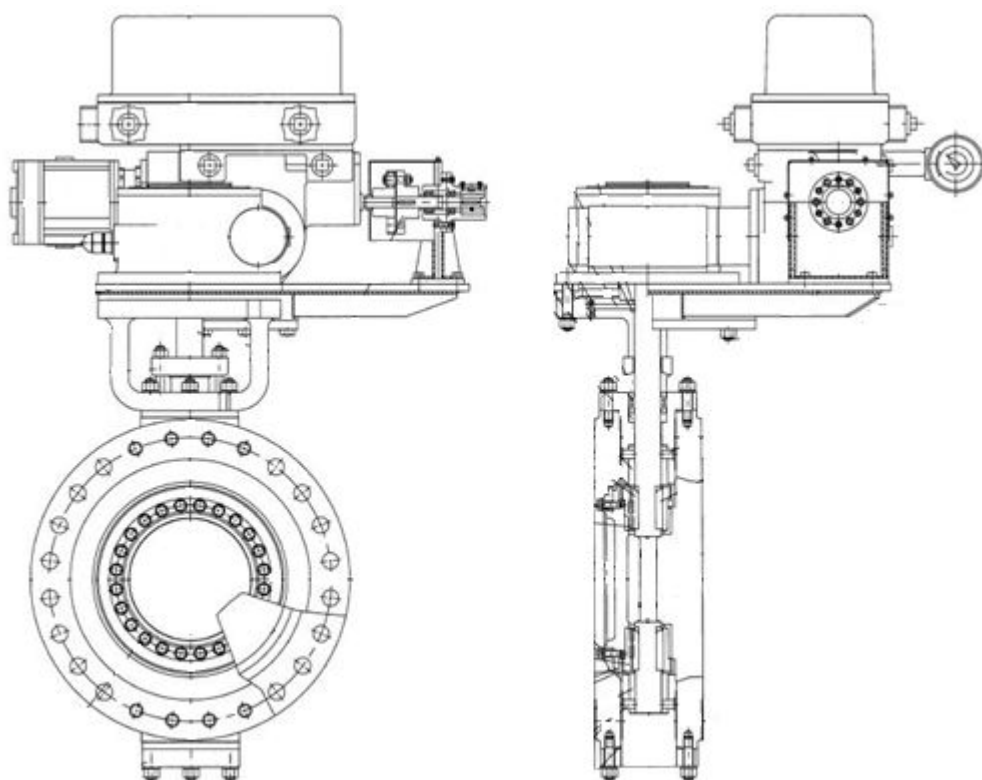


第 50-5-1 図 フィルタ装置構造図

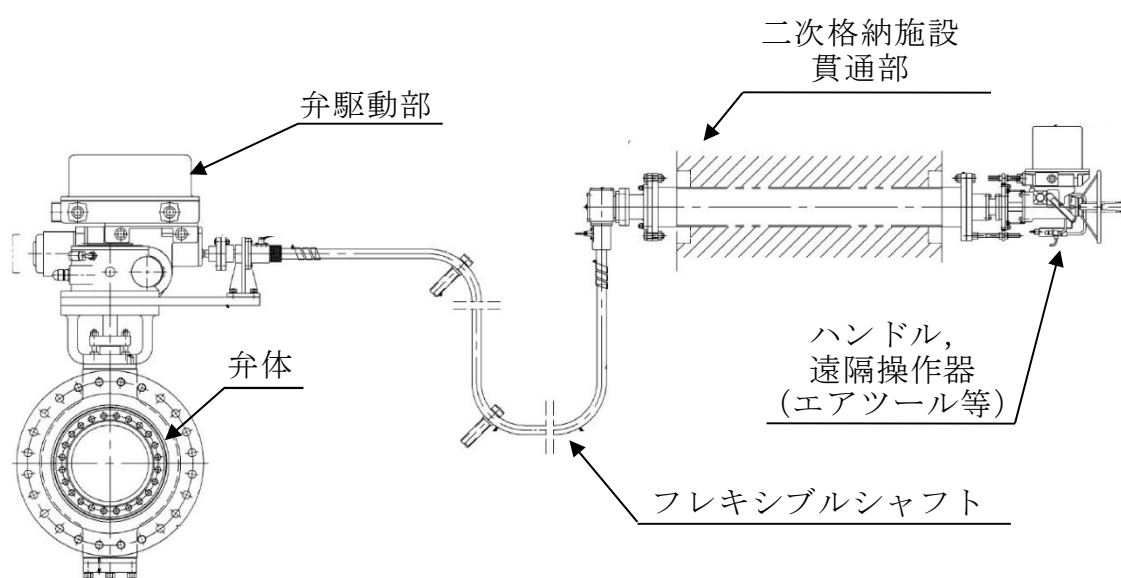


第 50-5-2 図 圧力開放板構造図



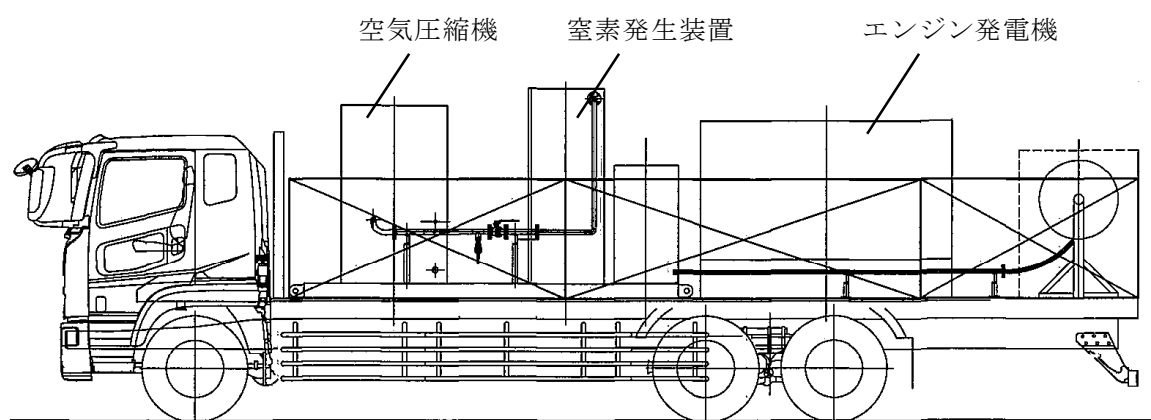


第 50-5-3 図 電動駆動弁構造図

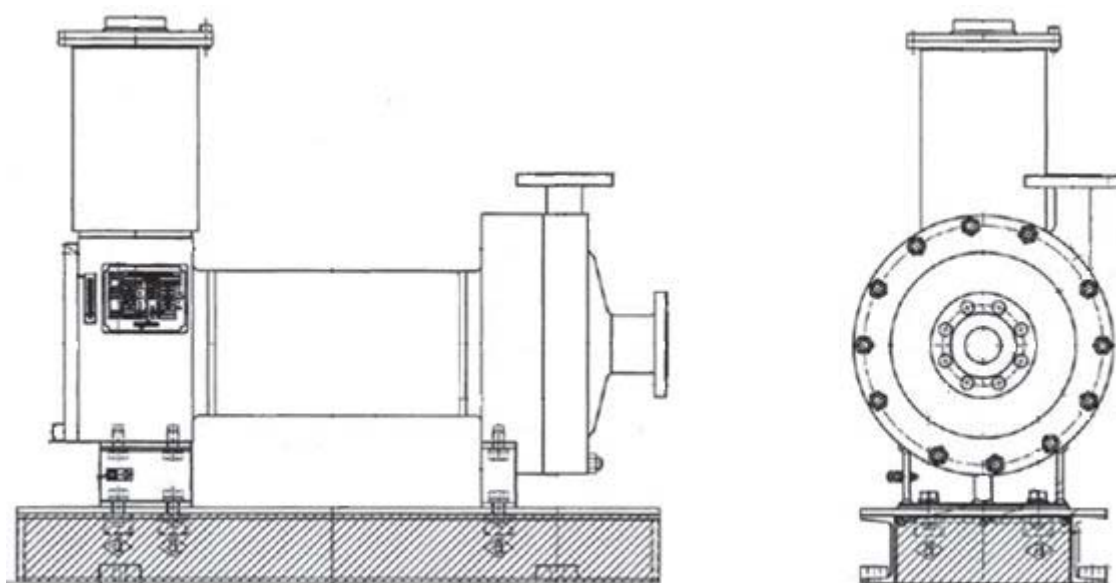


第 50-5-4 図 遠隔人力操作機構構造図



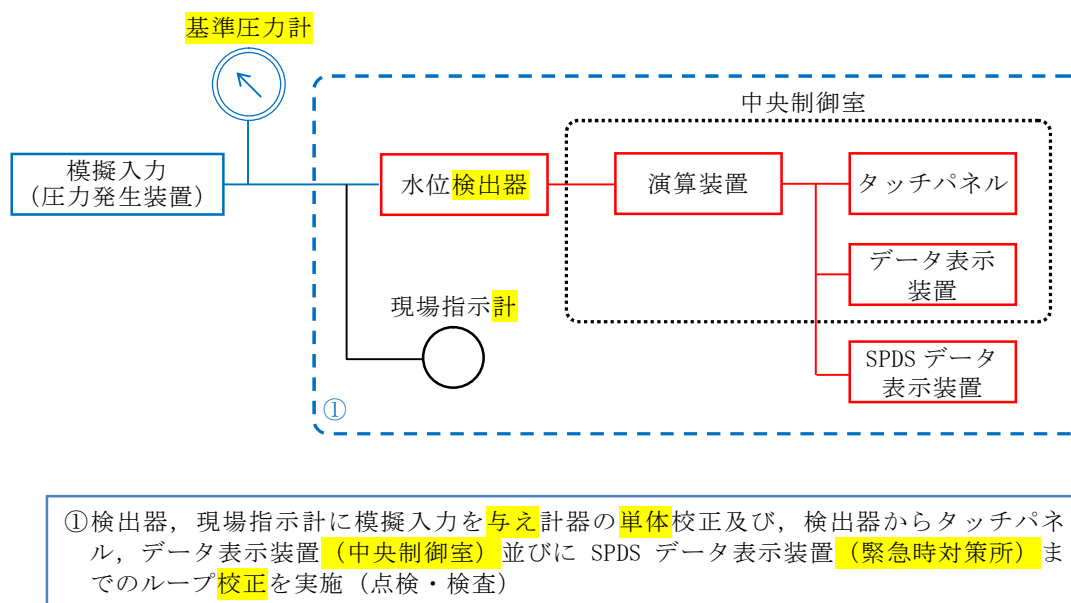


第 50-5-5 図 可搬型窒素供給装置構造図

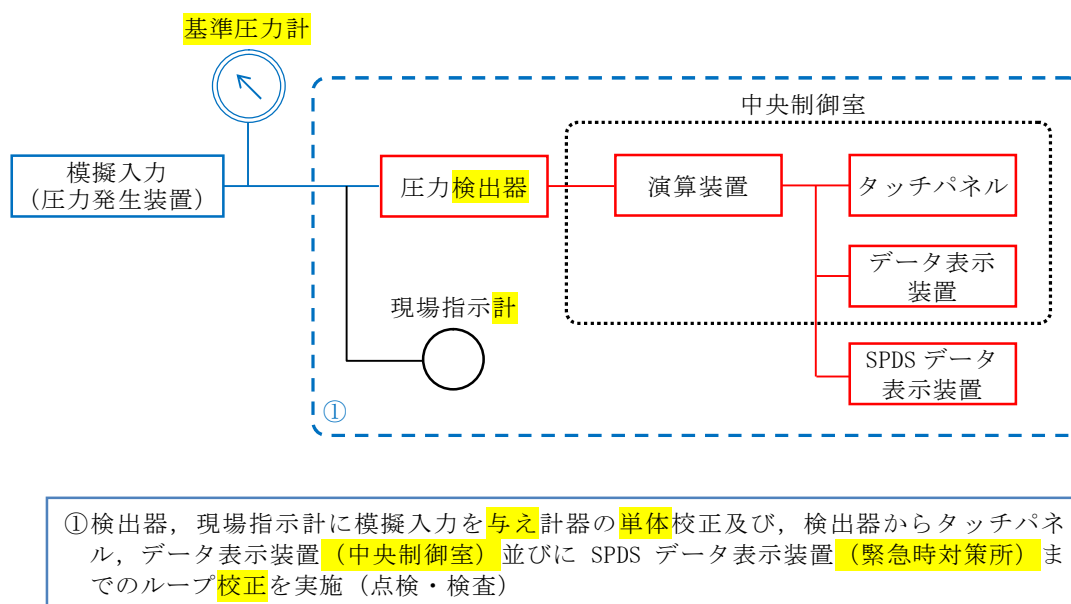


第 50-5-6 図 移送ポンプ構造図



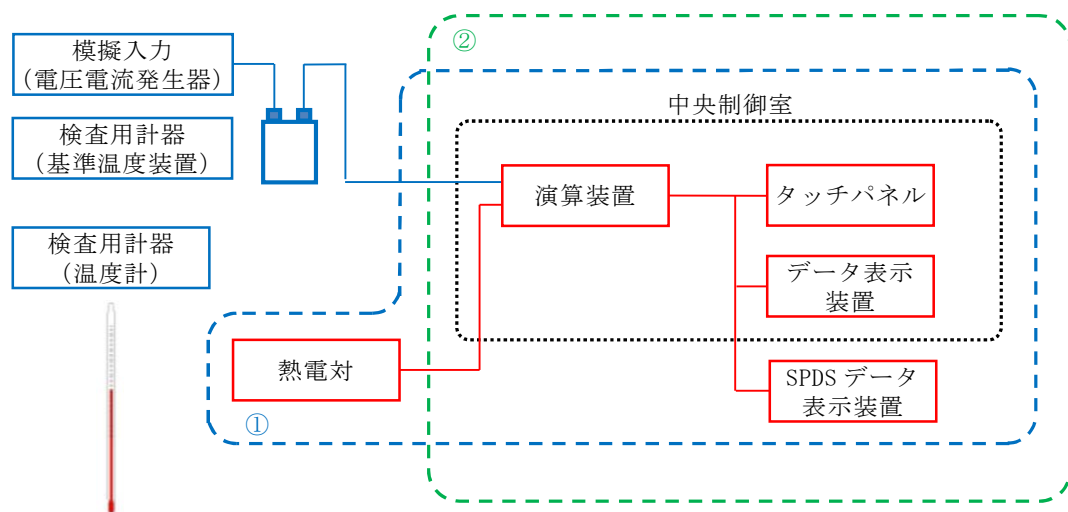


第 50-5-7 図 水位計の試験及び検査



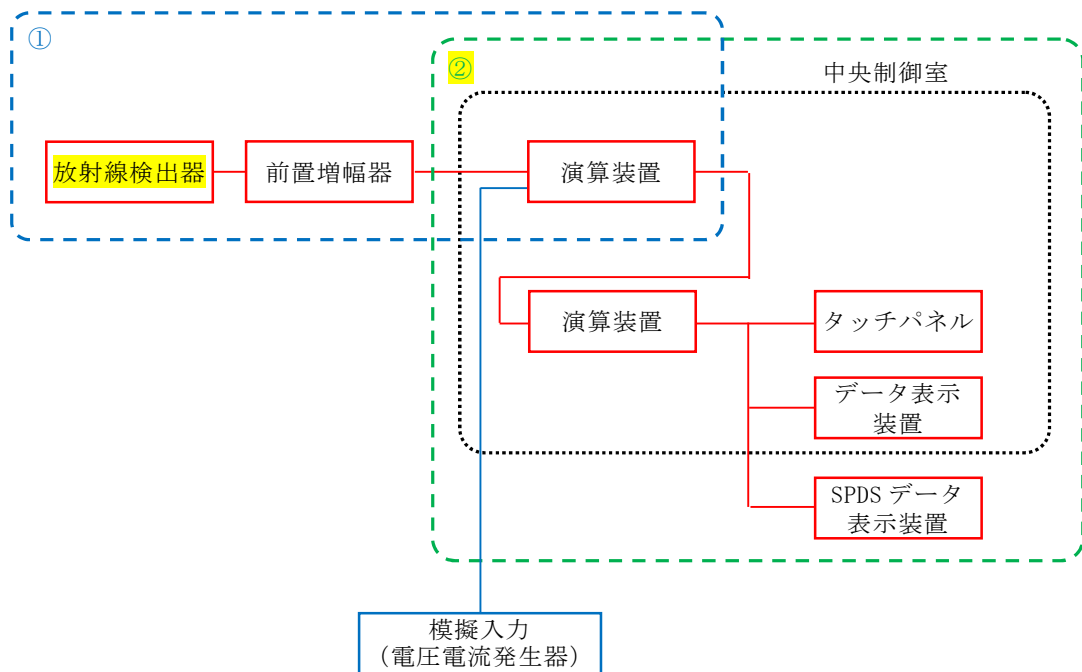
第 50-5-8 図 圧力計の試験及び検査





- ①検出器の温度 1 点確認，絶縁抵抗測定による電気試験を実施（点検・検査）  
 ②演算装置に模擬入力を与え，演算装置からタッチパネル，データ表示装置（中央制御室）及び SPDS データ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

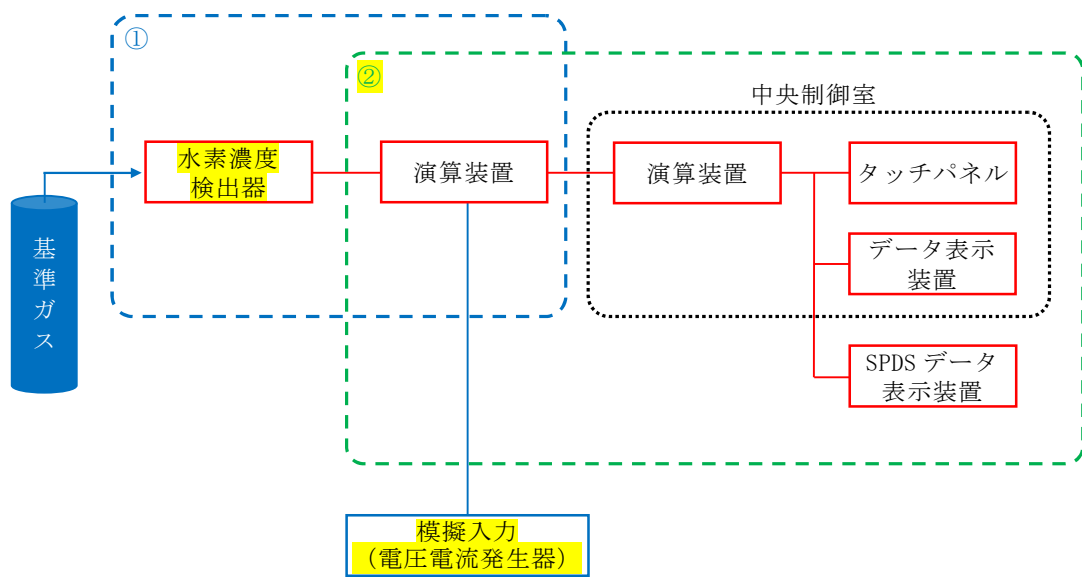
第 50-5-9 図 温度計の試験及び検査



- ①線源校正室にて，標準線源を用いて検出器の線源校正を実施（点検・検査）  
 ②演算装置に模擬入力を与え，演算装置からタッチパネル，データ表示装置（中央制御室）及び SPDS データ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 50-5-10 図 放射線モニタの試験及び検査

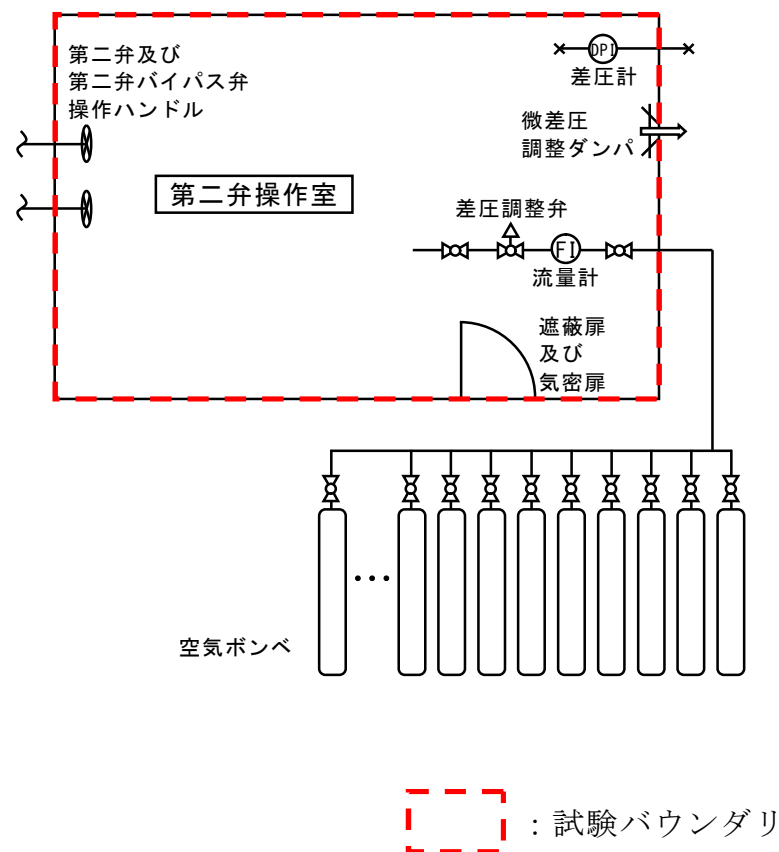




- ①基準ガスを用いて検出器のガス校正を実施（点検・検査）  
 ②演算装置に模擬入力を与え、演算装置からタッチパネル、データ表示装置（中央制御室）及び SPDS データ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

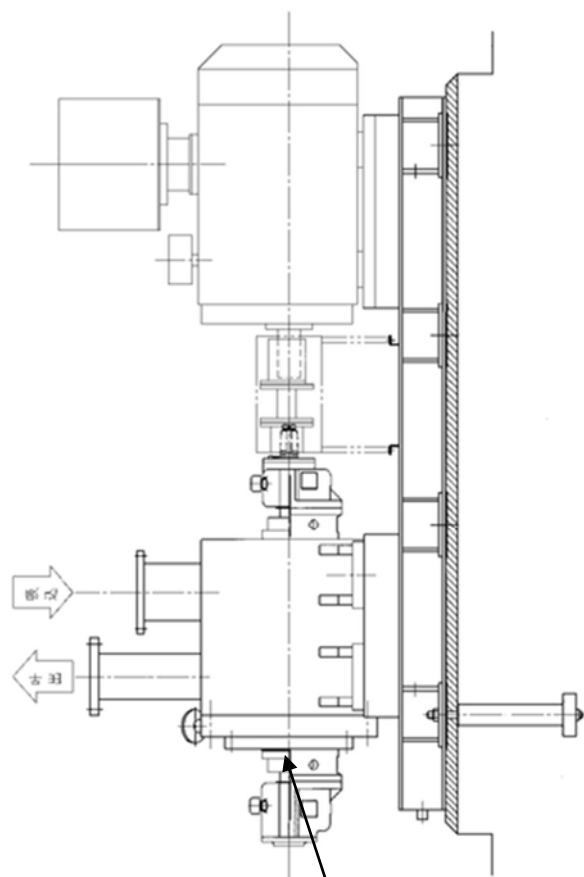
第 50-5-11 図 水素濃度計の試験及び検査



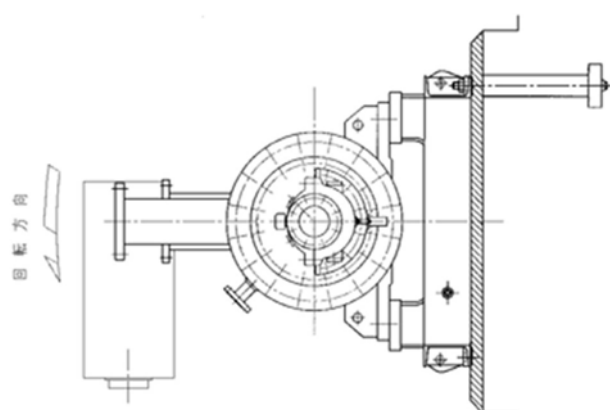


第 50-5-12 図 第二弁操作室の正圧化試験におけるバウンダリ構成図



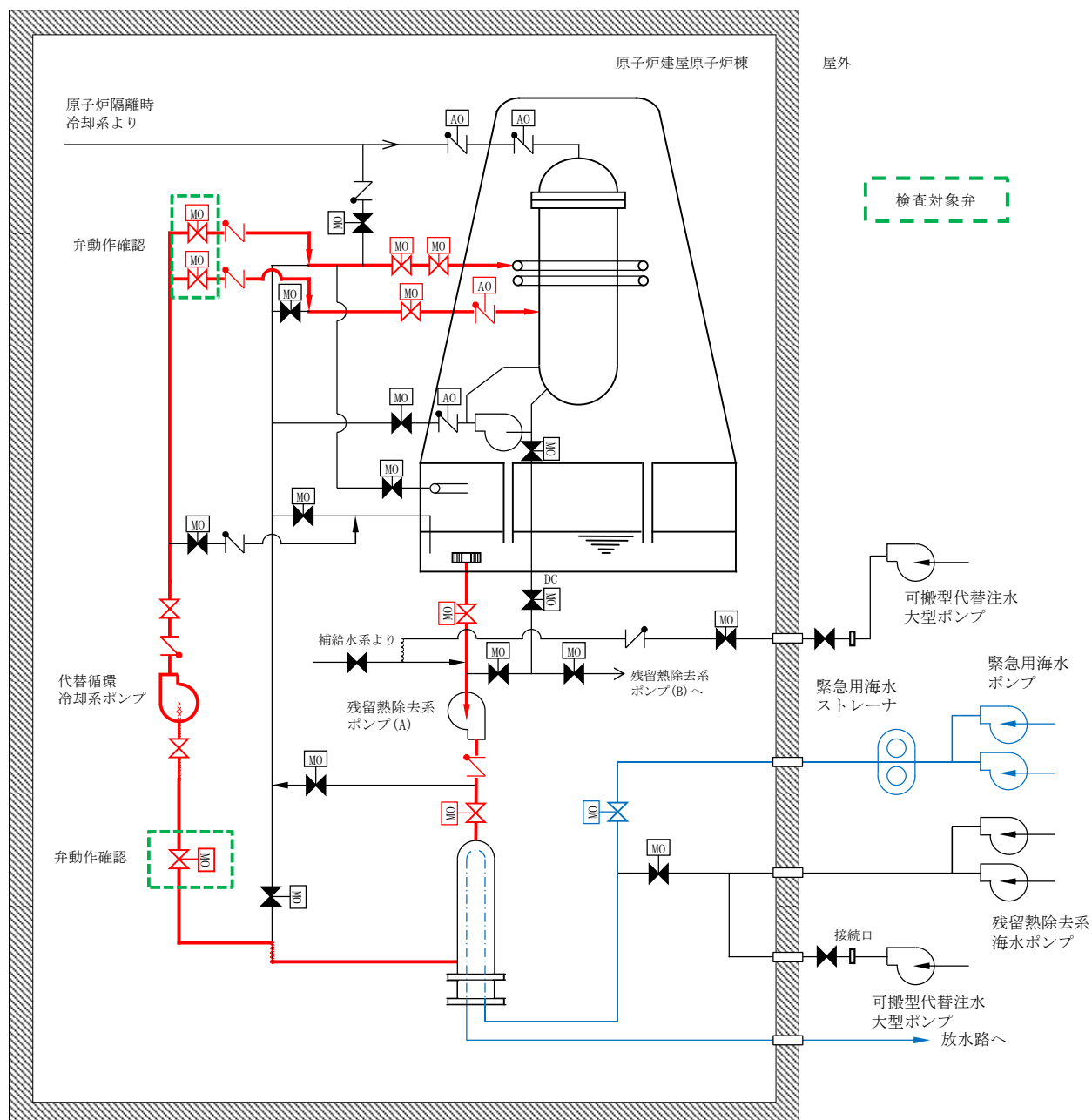


ケーシングカバーを取り外すことで、  
分解点検が可能である。



第 50-5-13 図 代替循環冷却系ポンプ外観図

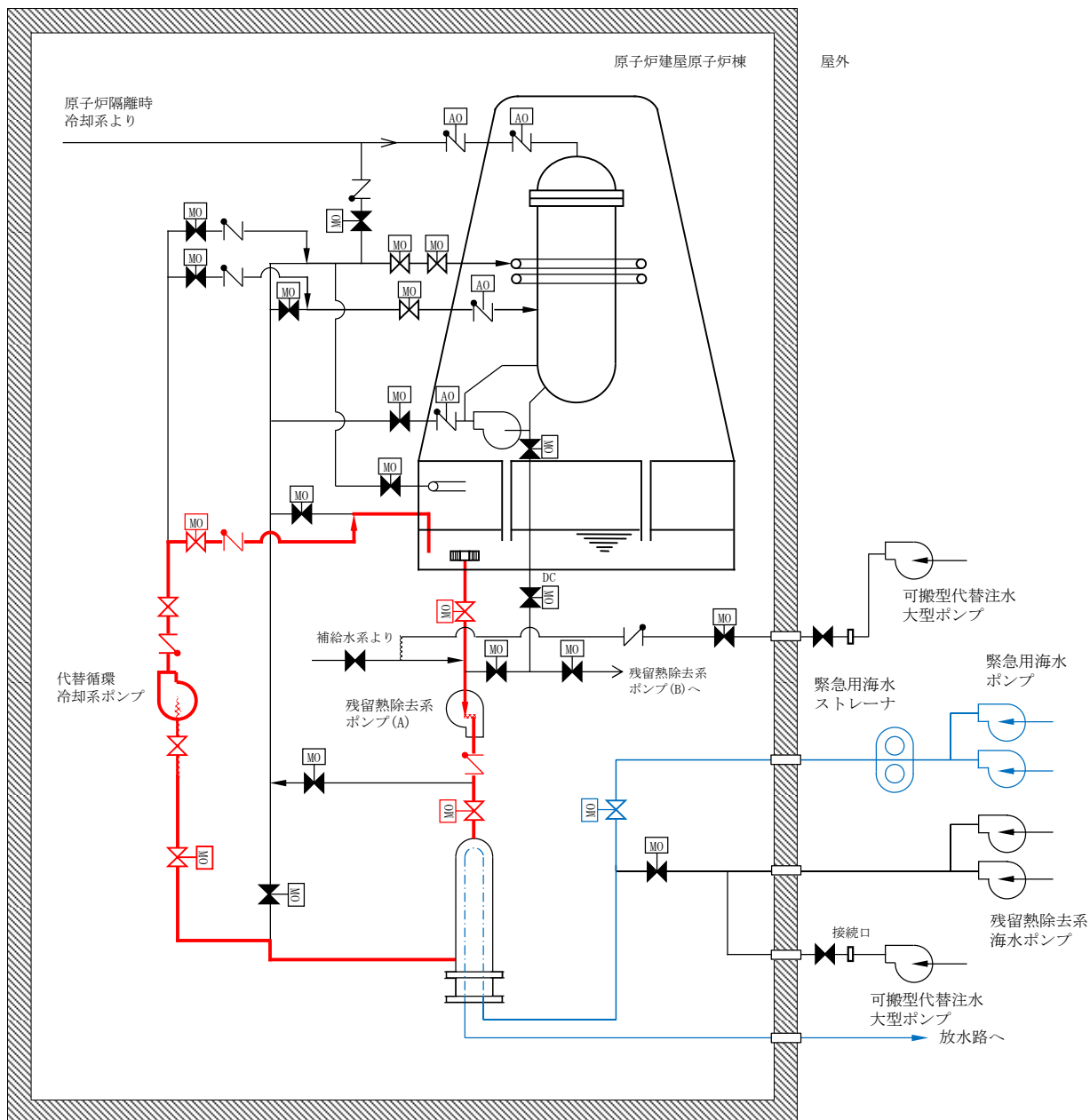




緊急用海水系使用時の図を示す。

第 50-5-14 図 代替循環冷却系 弁作動試験





緊急用海水系使用時の図を示す。

第 50-5-15 図 代替循環冷却系 系統性能検査系統図



50-6 容量設定根拠



名称		格納容器圧力逃がし装置 (系統容量)
最高使用圧力	kPa[gage]	620
最高使用温度	℃	200
系統流量	Kg/s	13.4 (格納容器圧力 310kPa[gage]において)

(1) 最高使用圧力及び最高使用温度

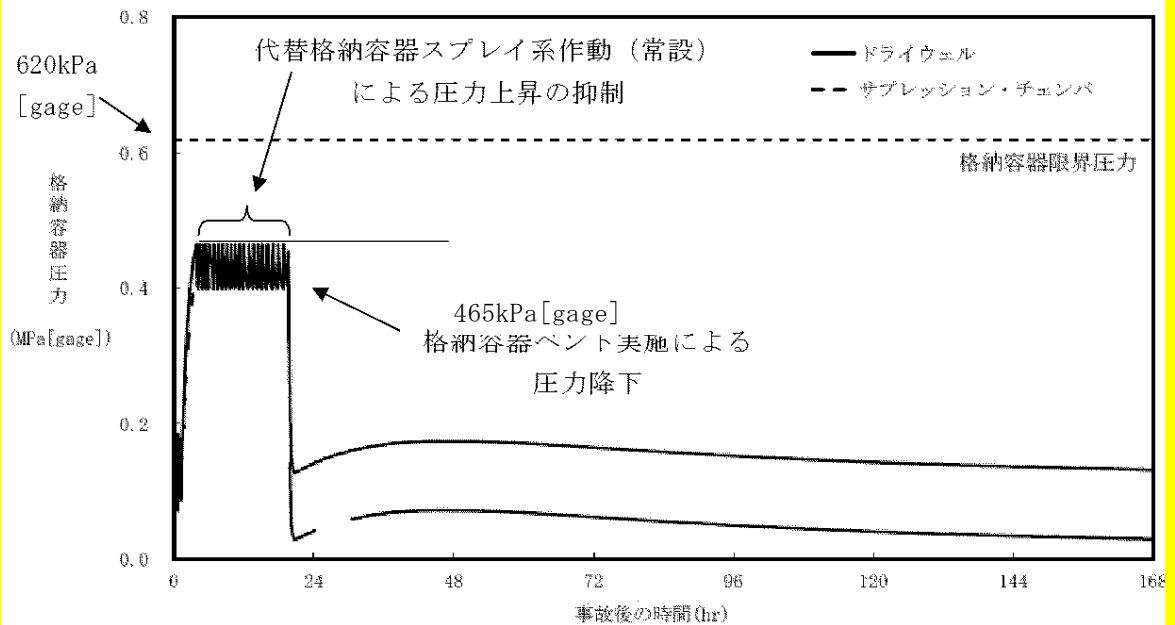
格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器内のガスを排気することにより、格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とし、格納容器圧力が格納容器の限界圧力である 620kPa[gage] (2Pd：最高使用圧力の 2 倍) に到達するまでにベント操作を実施することとしている。

有効性評価における格納容器圧力及び格納容器温度の推移から、ベント時に格納容器圧力及び格納容器温度は限界圧力 620kPa[gage] 及び限界温度 200℃を下回ることから、格納容器の限界圧力及び限界温度を格納容器フィルタベント系の最高使用圧力及び最高使用温度としている。

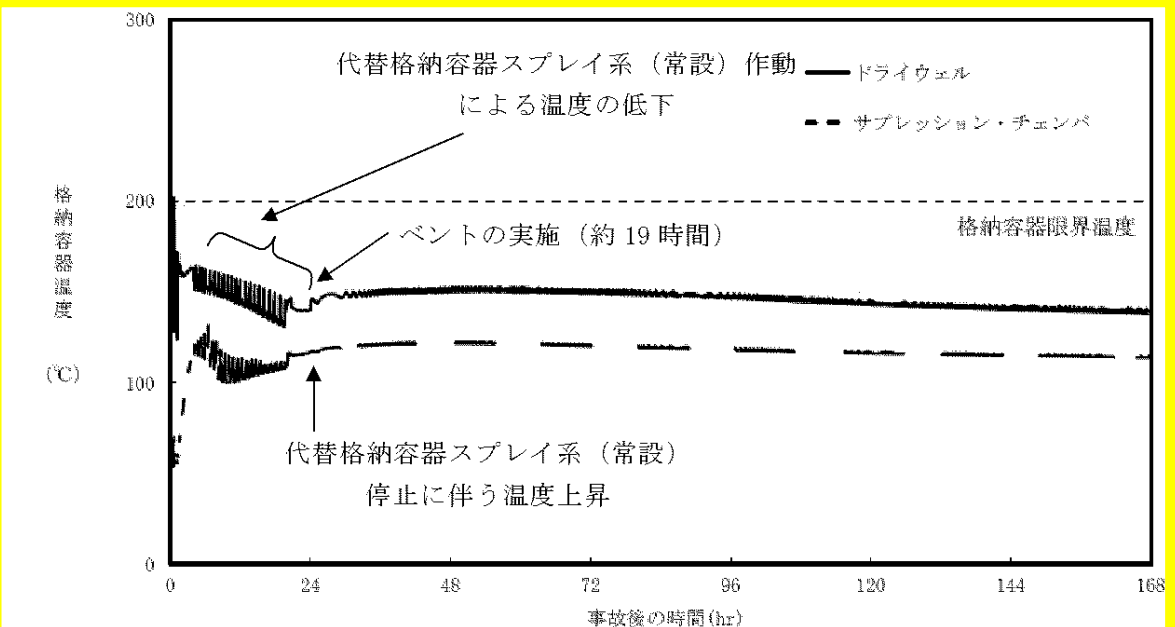
有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器圧力及び格納容器温度の推移を第 50-6-1 図、第 50-6-2 図に示す。格納容器圧力の最大値はベント時の約 465kPa[gage]、シーケンス中の格納容器の最高温度は事象開始直後、破断口から流出する過熱蒸気により一時的に格納容器雰囲気温度は約 202℃となるが、格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は最大でも約 157℃であり、限界温度 200℃を超えないことから、格納容器の限界圧力及び限界温度を下回っている。



東海第二発電所においては、重大事故等時においても格納容器バウンダリの健全性が維持できる格納容器の限界温度，限界圧力である 200℃，620kPa[gage]を格納容器フィルタベント系の設計条件としている。



第 50-6-1 図 「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）」における格納容器圧力の推移



第 50-6-2 図 「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）」における格納容器温度の推移



## (2) 系統流量（ベントガス流量）

格納容器フィルタベント系の系統流量は，原子炉定格熱出力の 1% 相当の蒸気流量をベント開始圧力が低い場合 310kPa[gage]（1Pd）においても排出できるよう以下のとおり設定している。

### a．蒸気流量の設定

保守的に原子炉停止後 2～3 時間後に格納容器フィルタベント系が使用されると考え，その時点での原子炉の崩壊熱として原子炉定格熱出力の 1% を設定し，それに相当する蒸気流量とする。

### b．格納容器圧力の設定

有効性評価において格納容器フィルタベント系のベント開始圧力を 310kPa[gage]～620kPa[gage]（1Pd～2Pd）としており，格納容器圧力が低い方が蒸気排出条件が厳しくなるため，格納容器圧力は 310kPa[gage]（1Pd）とする。

### c．系統流量の算出

a．及び b．の組合せにより，系統流量を設定する。系統流量は式 1 により算出する。

$$W_{Vent} = Q_R \times 0.01 / (h_S - h_w) \times 3600 / 1000 \quad (\text{式 1})$$

ここで，

$W_{Vent}$  : 系統流量 (t/h)

$Q_R$  : 定格熱出力 (3,293×10<sup>3</sup> kW)

$h_S$  : 飽和蒸気の比エンタルピ (2,739 kJ/kg @1Pd)

$h_w$  : 飽和水の比エンタルピ (251 kJ/kg @60℃)

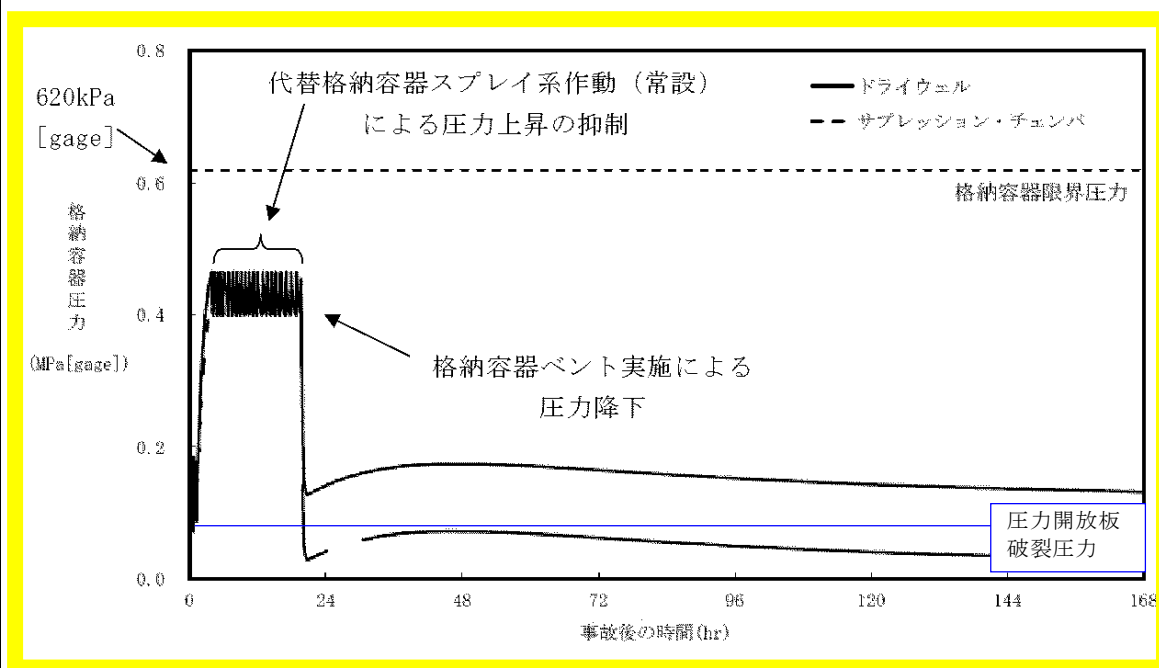
以上より，系統流量は 48 t/h となることから，13.4 kg/s を格納容器圧力 310kPa[gage]（1Pd）の時の系統流量とする。



名称		格納容器圧力逃がし装置 圧力開放板
破裂圧力	MPa[gage]	0.08

格納容器圧力逃がし装置の圧力開放板の破裂圧力は，ベント時の障害とならないよう，ベント実施時の格納容器圧力と比較して十分低い圧力にて破裂するように設定してある。

有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード「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）」における格納容器圧力の推移と圧力開放板破裂圧力の関係を第 50-6-3 図に示す。



第 50-6-3 図 「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）」における格納容器圧力の推移と圧力破壊板の関係



名称	格納容器圧力逃がし装置 (フィルタ装置容量)
スクラビング水 水酸化ナトリウム水溶液 pH	pH13 以上 (待機時)
<p>スクラビング水は、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態 (pH7以上) に維持する必要があるが、重大事故等発生時には、原子炉格納容器内のケーブルから放射線分解、熱分解等により塩化水素 (HCl) 等の酸として放出され、ベント実施により格納容器からフィルタ装置 (スクラビング水) に移行するため、pHが低下する可能性がある。</p> <p>これに対して、スクラビング水は、待機時における重大事故等時に発生する可能性がある酸の量に対して十分な塩基量を確保することにより、ベント実施中のpH監視を実施することなく、確実にアルカリ性の状態を維持することとしている。</p> <p>(1) 格納容器内の酸性物質及び塩基性物質</p> <p>重大事故等時に格納容器内において発生する酸性物質と塩基性物質については、NUREG/CR-5950 において検討が実施されており、その発生源として燃料 (核分裂生成物)、原子炉水、サプレッション・プール水及び溶存窒素、格納容器内塩素含有被覆材ケーブル、格納容器下部コンクリートが掲げられている。これに加え、格納容器内の塗料についても成分元素に窒素が含まれており、酸として硝酸、塩基としてアンモニア等の発生源となる可能性がある。主な酸性物質、塩基性物質を発生源毎に第 50-6-1 表に示す。</p>	



第50-6-1表 主な酸性物質と塩基性物質

発生源	酸性物質	塩基性物質	備考
燃料（核分裂生成物）	よう化水素（HI）	水酸化セシウム（CsOH）等	
原子炉水	—	五ほう酸ナトリウム（ $\text{Na}_2\text{B}_{10}\text{O}_{16}$ ）	ほう酸水注入系によりほう酸水を原子炉へ注入した場合
サプレッション・プール水及び溶存窒素	硝酸（ $\text{HNO}_3$ ）	—	
格納容器内塩素含有被覆材ケーブル	塩化水素（ $\text{HCl}$ ）	—	
格納容器下部コンクリート（熔融炉心落下時）	二酸化炭素（ $\text{CO}_2$ ）	—	
格納容器内塗料	硝酸（ $\text{HNO}_3$ ）	アンモニア（ $\text{NH}_3$ ）	

これらのうち、酸性物質が発生することが知られているサプレッション・プール水及び溶存窒素の放射線の照射により発生する硝酸、原子炉圧力容器が破損した場合にMCCIにより発生する二酸化炭素に加え、pHへの寄与が大きいと考えられる塩素含有被覆材ケーブルの放射線分解及び熱分解により発生する塩化水素、スクラビング水中で分解する際に塩基を消費する[ ]が、スクラビング水の塩基量を評価する上で重要であることから、これらの発生量を評価することとする。

a. 格納容器内ケーブルの被覆材の放射線分解による酸の発生量

格納容器内の塩素含有被覆材ケーブルについて、放射線分解により発生する塩化水素量をNUREG/CR-5950の放射線分解モデルに基づき評価した。なお、ケーブル量については、実機調査を行った（別紙41）。

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、ベント



時（事象発生から約19時間後）には  mol, 7日後には  mol, 60日後には  molの酸性物質が格納容器内で生成されると評価した。

b. 格納容器内電気ケーブルの被覆材の熱分解による酸の発生量

熱分解については、原子炉圧力容器損傷前の格納容器内環境（200℃以下）ではケーブルからの塩酸の発生はほとんどないことから、炉心損傷などによるデブリ接近によりケーブル温度が著しく上昇した場合を想定した酸性物質の放出量を評価した。

ここでは、格納容器ペDESTAL内に配置された塩素を含有するケーブルの被覆材から塩化水素が放出されると仮定し、ペDESTAL内ケーブルの塩酸含有量  kgの全量が放出されるものとして、 molの酸が発生すると評価した。

c. サプレッション・プール水での放射線分解による硝酸の発生量

重大事故等時において、サプレッション・プール水中ではサプレッション・プール水溶存窒素の放射線の照射によって硝酸が生成される。その生成量は、サプレッション・プール水の積算吸収線量から硝酸の生成量を評価した結果、硝酸の量はベント時（事象発生から約19時間後）には  mol, 7日後には  mol, 60日後には  molとなる。

d. MCC I により発生する二酸化炭素の発生量

MCC I 対策としてコリウムシールドを設置するため、原子炉圧力容器が破損した場合でも熔融炉心によるコンクリート浸食は発生しないものの、保守的にコリウムシールドがない条件で、約30cmのコンクリート



浸食を見込み評価する。

MCCIにより発生する二酸化炭素の一部は、熔融炉心に含まれる金属元素によって一酸化炭素に還元されるが、MCCIを想定した評価（約30cm侵食）から、全て二酸化炭素が発生するものとして評価した結果、発生量は [ ] molとなる。

二酸化炭素は塩化水素ほど溶解度が大きくないため、フィルタ装置内では全量がスクラビング水に溶解することではなく、また弱酸のため、酸性物質としてスクラビング水に与える影響は小さいと考えるが、本評価では保守的にスクラビング水のpHに影響を与える酸性物質として評価する。

e. 無機よう素の捕集により消費される塩基の量

ベント時にスクラビング水がアルカリ性の条件下では、無機よう素は下記の反応により捕集される。



ベント時にスクラビング水に流入する無機よう素の最大量は [ ] molであり、この反応によって消費される塩基の量は [ ] molとなる。なお、この反応において [ ] は [ ] mol消費される。

(消費される塩基の量) [ ]

(消費される [ ] の量) [ ]

f. [ ] の分解により消費される塩基の量

スクラビング水に含まれる [ ] は、酸素が存在する場合、水酸化物イオンと下記の反応により分解することが知られており、分解される [ ] の量は、スクラビング水の積算吸収線量の増加に伴って増加する。



ここでは、スクラビング水の積算吸収線量によらず、また、上述のe項で算出した消費されるの量を見込まず、スクラビング水に含まれる全量が分解したとして、塩基の消費量を評価した結果、の分解により消費される塩基の量はmolとなる。

(スクラビング水に含まれるの量)

(の分解により消費される塩基の量)

## (2) フィルタ装置への酸性物質の移行量

(1) 項で生成した酸性物質は、ほとんどが液相に溶解してサプレッション・プールに移行し、ベント時にはサプレッション・プールに残留してフィルタ装置には移行しない可能性もあるが、保守的に全量が移行するとして評価する。スクラビング水の消費される塩基の量は、以下のとおりとなる。

【事象発生7日後での塩基の消費量 (mol) 】

- ・ ケーブルの放射線分解の塩化水素で消費される塩基の量 mol
- ・ ケーブルの熱分解の塩化水素で消費される塩基の量 mol
- ・ S／P※水から発生する硝酸で消費される塩基の量 mol
- ・ MCC I で発生する二酸化炭素で消費される塩基の量 mol
- ・ 無機よう素の捕集により消費される塩基の量 mol
- ・ の分解により消費される塩基 mol



【事象発生60日後での塩基の消費量（mol）】

- ・ ケーブルの放射線分解の塩化水素で消費される塩基の量 mol
- ・ ケーブルの熱分解の塩化水素で消費される塩基の量 mol
- ・ S / P※水から発生する硝酸で消費される塩基の量 mol
- ・ MCC I で発生する二酸化炭素で消費される塩基の量 mol
- ・ 無機よう素の捕集により消費される塩基の量 mol
- ・ の分解により消費される塩基 mol

※ S / P : サプレッション・プール

### (3) スクラビング水のpH評価結果

フィルタ装置は無機よう素（ $I_2$ ）を捕集及び保持するものであるため、2ヶ月でよう素が十分減衰することを考慮し、スクラビング水には保守的に設定した60日後の酸性物質の移行量（mol）を考慮する。

消費されるmolの塩基に相当するの濃度は、待機時最低水位（約35t）時にwt%となることから、これに余裕を考慮して、スクラビング水の濃度は、待機時最低水位 時にwt%とする。

この場合、初期の pH は、60 日後のスクラビング水の pH はであり、スクラビング水はアルカリ性の状態を維持できる。なお、電気ケーブルに含まれる酸性物質の総量（mol）が全て分解し、フィルタ装置に移行した場合であっても 60 日後の酸性物質移行量はmol であり、待機時にスクラビング水に含まれるの量は十分である。この場合、スクラビング水の pH はとなる。



名称		格納容器圧力逃がし装置 (フィルタ装置容量)
金属フィルタ総面積	m <sup>2</sup>	<input type="text"/>

炉心損傷後のベント時には、熔融炉心から発生するエアロゾルに加え、炉内構造物の過温などによるエアロゾル、MCCIにより発生するCaO<sub>2</sub>等のコンクリート材料に起因するエアロゾル、保温材等の熱的・機械的衝撃により発生する粉塵がフィルタ装置に移行する可能性がある。これらのエアロゾルの影響により、金属フィルタに付着し、閉塞する可能性について考慮する。また、液滴の付着による閉塞についても考慮する。

(1) 金属フィルタのエアロゾルによる閉塞

ベンチュリスクラバで捕集されなかったエアロゾルは、後段の金属フィルタに捕集される。この金属フィルタに捕集されるエアロゾル量と金属フィルタの許容負荷量を比較し、閉塞しないことを以下のとおり確認した。

a. 金属フィルタの許容負荷量

金属フィルタ単体に対し、エアロゾルを供給した場合、負荷量は  
まで許容されることが確認されている。

b. エアロゾル量

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）」における格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾルの重量を第50-6-2表に示す。

このエアロゾル重量に金属フィルタへのエアロゾル移行割合を考慮すると、金属フィルタに移行するエアロゾル重量の最大値は、となる。

また、設計エアロゾル移行量（）に対して金属フィルタへの移行



量は  となる。

第 50-6-2 表 想定されるエアロゾル重量

有効性評価シナリオ	エアロゾル重量
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)	<input type="text"/>

c. 評価結果

金属フィルタの総面積は  であり、有効性評価の結果より金属フィルタに移行するエアロゾル量の最大値は  であることから、金属フィルタの最大負荷は、 となる。

また、設計エアロゾル移行量に対する金属フィルタへの移行量は  となることから、金属フィルタの負荷は  となる。

これは金属フィルタの許容負荷量に対して十分小さいことから、金属フィルタが閉塞することはない。

(2) 金属フィルタの液滴による閉塞

金属フィルタに移行するベントガスに含まれる液滴(湿分)は、

低流速では、 機能の低下が懸念されるものの、JAVA 試験における下記の結果から、金属フィルタ部におけるエアロゾルの除去性能は運転範囲を下回る低速範囲(ベンチュリスロート部速度が約  $140\text{m/s}$  を下回る範囲)においても低下しないと考えられる。

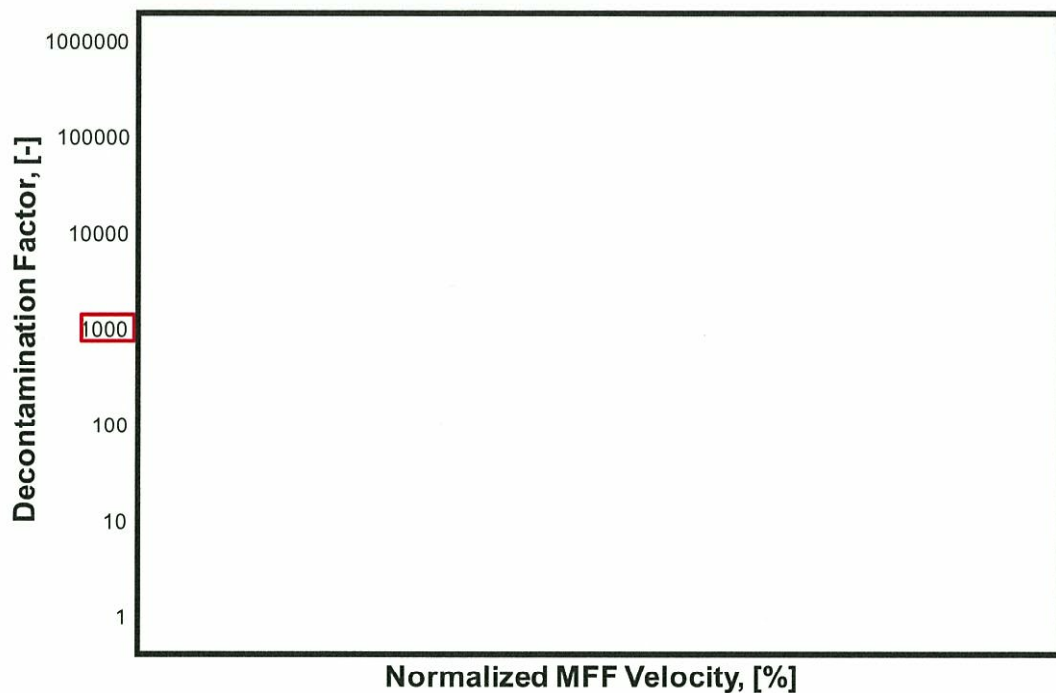
① ベントフィルタ運転範囲を下回る低流速範囲においても、第 50-7-4



図のとおりベントフィルタ（ベンチュリスクラバ及び金属フィルタ）の除去性能が確保されている。

- ② ベンチュリスクラバでは，慣性力による衝突によりエアロゾルを除去していることから，低流速においては，除去効率が低下する傾向にあると考えられる。

以上から，プレフィルタ及び湿分分離機構における，液滴分離が十分に実施でき，液滴（湿分）によるメインフィルタの閉塞が発生することはないと評価する。



第 50-6-4 図 金属フィルタ部におけるガス流速に対する除去係数



名称		格納容器圧力逃がし装置 (フィルタ装置容量)
よう素除去部 銀ゼオライト充填量	t	<input type="text"/>
よう素除去部 ベッド厚さ	mm	<input type="text"/>

ガス状放射性よう素は銀ゼオライトに捕集されるが、銀ゼオライトの吸着容量に達した場合には、ガス状放射性よう素は捕集されずに系外に放出されることが考えられる。

よう素除去部で保持が可能なガス状放射性よう素の吸着容量（銀分子数）は、格納容器から放出されるよう素量に対して十分大きいことから、吸着容量に達することはないことを以下のとおり確認した。また、JAVA PLUS 試験と実機の有機よう素注入量と銀ゼオライト充填量との比較においても、よう素除去部の有機よう素捕集に関する吸着容量が十分であることを確認した。

よう素除去部のベッド厚さは、有機よう素の除去性能（DF＝50）を満足するために必要なベントガスの滞留時間となるように  mm としている。

1. よう素除去部銀ゼオライトの充填量について

(1) よう素除去部の銀の保有量

よう素除去部の銀ゼオライトの銀含有割合は  であるため、銀ゼオライト  に含まれる銀の量は  である。

(2) ガス状放射性よう素の流入量

よう素除去部に蓄積されるよう素の発熱量を以下のとおり設定した。

- ・事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

BWR プラントにおける代表炉心を対象とした平衡炉心末期を想定し、ORIGEN2 コードより計算した結果、 とする。



- ・格納容器への放出割合

NUREG-1465 に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を 61% とする。

- ・格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195 に基づき、よう化セシウム 5%，無機よう素 91%，有機よう素 4%とする。

フィルタ装置での無機よう素の除去性能（DF=100）を考慮して、ベンチュリスクラバで除去されずに残った全ての無機よう素がよう素除去部に蓄積するものとする。また、有機よう素は全てがよう素除去部に蓄積されるものとする。

以上の想定で、よう素除去部に吸着するガス状放射性よう素の量は無機よう素 ，有機よう素  であり、無機よう素  $I_2$ （分子量：253.8） ，有機よう素  $CH_3I$ （分子量：141.9）  に相当する。

### （3）評価結果

よう素は、以下に示すように銀と反応することから、銀ゼオライトに含まれる銀の量  は、流入する放射性よう素の捕集に十分な量であると言える。

- ・有機よう素の除去反応

- ・無機よう素の除去反応



#### (4) JAVA PLUS 試験と実機の比較による容量の確認

JAVA PLUS 試験において、有機よう素を用いて銀ゼオライトの性能検証を行っている。JAVA PLUS 試験では、 の銀ゼオライトを交換することなく有機よう素を 以上注入しているが、銀ゼオライトの性能劣化は確認されていない。

実機の銀ゼオライト充填量は であり、JAVA PLUS 試験の実績より、約 20kg の有機よう素が流入しても性能劣化を起こさないと言える。実機よう素除去部に想定される有機よう素の最大流入量は であり、無機よう素を含めても であることから、銀ゼオライトが性能劣化することはないと考えられる。

## 2. よう素除去部のベッド厚さについて

JAVA PLUS 試験から得られたよう素除去係数とベッド厚さから実機のよう素除去係数を満足するために必要なベントガスの滞留時間を確保するように実機のベッド厚さを設定する。

### (1) 滞留時間

よう素フィルタ内銀ゼオライトの吸着速度は、物質移動係数 (m/s : 拡散速度 (m<sup>2</sup>/sec) を濃度境界層厚さ (m) で除したもの) を用いて吸着速度を表すと次式の通りとなる。

$$\gamma \frac{\partial q}{\partial t} = K(C - C^*) \quad \dots \dots \dots (1)$$

ここで、

$\gamma$  : 吸着剤充填密度 (g/m<sup>3</sup>)

$q$  : 吸着量 (mol/g)

$K$  : 総括物質移動係数 (m/s)

$C$  : 気相中よう素濃度 (mol/m<sup>3</sup>)



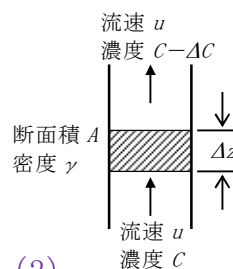
$C^*$  : 気相中よう素平均濃度 (mol/m<sup>3</sup>)

なお、 $C^*$ は平衡値を示すが、ここでは化学反応による吸着（不可逆反応）であることから、 $C^*=0$  とみなすことができる。

また、ベッド内の物質収支の関係は、次式で表せる。

$$-uA\Delta t\Delta C = \gamma A\Delta z\Delta q$$

$$u \frac{\partial C}{\partial z} + \gamma \frac{\partial q}{\partial t} = 0 \quad \dots \dots \dots (2)$$



$\partial z = u\partial t$ なので、次式となる。

$$\frac{\partial C}{\partial t} = -\gamma \frac{\partial q}{\partial t} \quad \dots \dots \dots (3)$$

よって、(1)式より次式が得られる。

$$\frac{\partial C}{\partial t} = -KC \quad \dots \dots \dots (4)$$

上式を変数分離し、両辺を積分すると次式が得られる。

$$\text{Log} \frac{C}{C_0} = -Kt \quad \dots \dots \dots (5)$$

$\frac{C_0}{C} = DF$ （除去係数）であるから、次式が得られる。

$$\frac{\text{Log}(DF)}{t} = K \quad \dots \dots \dots (6)$$

上記（6）式を用いると、JAVA PLUS 試験のベッド厚さで得られた滞留時間  $t$  と除染係数（ $DF$ ）の比と、実機条件で要求される  $DFa$  とこれを達成するために必要とされる滞在時間  $ta$  の比が等しいとして下式が得られ、実機のベッド厚さが求められる。

$$\frac{\text{Log}(DF)}{t} = \frac{\text{Log}(DFa)}{ta} \quad \dots \dots \dots (7)$$

なお、 $K$ （総括物質移動係数）は、よう素フィルタの性能を示す指標となるが、過熱度に依存性があり、運転条件によるので、設定したベッド厚さが想定される圧力範囲（過熱度の範囲）において必要除去係数を満足していることを  $K$  値などの試験結果から確認している。



名称		第二弁操作室
正圧化差圧	Pa[gage]	20
<p>【設定根拠】</p> <p>第二弁操作室の正圧化バウンダリは，配置上，動圧の影響を直接受けない屋内に設置されているため，室内へのインリークは隣接区画との温度差によるものと考えられる。</p> <p>第二弁操作室の正圧化に必要な差圧を保守的に評価するため，重大事故等発生時の室内の温度を高めの 50℃，隣接区画を外気の設計最低温度 -12.7℃と仮定すると，第二弁操作室の天井高さは最大約 4m でり，以下のとおり約 10.4Pa の圧力差があれば，温度の影響を無視できると考えられる。</p> $\begin{aligned} \Delta P &= \{ (-12.7^{\circ}\text{Cの乾き空気密度} [\text{kg}/\text{m}^3] ) - (+50^{\circ}\text{Cの乾き空気の密度} [\text{kg}/\text{m}^3] ) \} \times \text{天井高さ} [\text{m}] \\ &= (1.3555 [\text{kg}/\text{m}^3] - 1.0925 [\text{kg}/\text{m}^3]) \times 4 [\text{m}] \\ &= 1.052 [\text{kg}/\text{m}^2] \\ &\div 10.4 [\text{Pa[gage]}] \end{aligned}$ <p>したがって，正圧化の必要差圧は裕度を考慮して隣接区画 + 20Pa[gage] とする。</p>		



名称		第二弁操作室空気ポンベユニット (空気ポンベ)
本数	本	17以上
容量	L／本	46.7
充填圧力	MPa[gage]	14.7

第二弁の操作に必要な要員 3 名がベント開始から 3 時間滞在できる設計とする。

(a) 二酸化炭素濃度基準に基づく必要空気量

- ・ 収容人数：n=3
- ・ 許容二酸化炭素濃度：C=0.5%（J E A C 4622-2009）
- ・ 空気ポンベ中の二酸化炭素濃度：C<sub>0</sub>=0.0336%
- ・ 呼吸により排出する二酸化炭素量：M

作業 (時間)	呼吸により排出する 二酸化炭素量：M (m <sup>3</sup> /h/人)	空気調和・衛生工学便 覧の作業程度区分
弁操作 (1 時間) ※	0.074	重作業
待機 (3 時間)	0.022	極軽作業

※ 弁操作時間は第 3 表のとおり 1 時間未満であるが、保守的に 1 時間を見込む。

- ・ 必要換気量：Q=M×n／(C-C<sub>0</sub>)

$$\begin{aligned} \text{弁操作時 } Q_1 &= 0.074 \times 3 / (0.005 - 0.000336) \\ &= 47.6 \text{ m}^3 / \text{h} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{待機時 } Q_2 &= 0.022 \times 3 / (0.005 - 0.000336) \\ &= 14.2 \text{ m}^3 / \text{h} \end{aligned}$$

- ・ 必要空気量：V=Q<sub>1</sub>×1+Q<sub>2</sub>×3
- $$\begin{aligned} &= 47.6 \times 1 + 14.2 \times 3 \\ &= 90.2 \text{ m}^3 \end{aligned}$$



(b) 酸素濃度基準に基づく必要空気量

- ・ 収容人数： $n=3$
- ・ 吸気酸素濃度： $a=20.95\%$ （標準大気の酸素濃度）
- ・ 許容酸素濃度： $b=19.0\%$ （鉱山保安法施工規則）
- ・ 乾燥空気換算酸素濃度： $d=16.4\%$ （空気調和・衛生工学便覧）
- ・ 成人の酸素消費量： $c = (\text{呼吸量}) \times (a-d) / 100$

作業 (時間)	酸素消費量：c ( $\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$ )	呼吸量 ( $\text{L}/\text{min}$ )	空気調和・ 衛生工学便覧 の作業区分
弁操作 (1 時間) ※	0.273	100	歩行 ( $300\text{m}/\text{min}$ )
待機 (3 時間)	0.02184	8	静座

- ・ 必要換気量： $Q=c \times n / (a-b)$

$$\begin{aligned}\text{弁操作時} \quad Q_1 &= 0.273 \times 3 / (0.2095 - 0.190) \\ &= 42.0 \text{m}^3 / \text{h}\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}\text{待機時} \quad Q_2 &= 0.02184 \times 3 / (0.2095 - 0.190) \\ &= 3.36 \text{m}^3 / \text{h}\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}\text{・ 必要空気量：} V &= Q_1 \times 1 + Q_2 \times 3 \\ &= 42.0 \times 1 + 3.36 \times 3 \\ &= 52.08 \text{m}^3\end{aligned}$$

(c) 必要ポンペ本数

(a)，(b)の結果より，第二弁操作室内に滞在する操作員（3名）が弁操作時間を含めて4時間滞在するために必要な空気ポンペによる必要空気量は二酸化炭素濃度基準の  $90.2 \text{m}^3$  とする。

空気ポンペの仕様は以下のとおり。

- ・ 容量： $46.7 \text{L}/\text{本}$



- ・ 初期充填圧力：14.7MPa[gage]

したがって，1気圧でのポンベの空気量は約  $6.8\text{m}^3$ ／本であるが，  
残圧及び使用温度補正を考慮し，空気供給量は  $5.5\text{m}^3$ ／本とすると，  
空気ポンベの必要本数は下記の計算により 17 本となる。

$$90.2 / 5.5 = 16.4 \rightarrow 17 \text{ 本}$$



名称		代替循環冷却系ポンプ
容量	m <sup>3</sup> /h	<input type="text"/> 以上（注 1）（約 200（注 2））
全揚程	m	87 以上（注 1）（約 200（注 2））
最高使用圧力	MPa[gage]	4.1
最高使用温度	℃	77
原動機出力	kW	<input type="text"/>
機器仕様に関する注記		注 1：要求値を示す 注 2：公称値を示す
<p>代替循環冷却系ポンプは、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格納容器の破損を防止するとともに、ベントを実施することなく格納容器の除熱をするために使用する。</p> <p>系統構成は、サプレッション・プールを水源とした代替循環冷却系ポンプより、残留熱除去系配管を経由して、原子炉への注入及び格納容器へのスプレイにより格納容器の破損を防止するとともに、格納容器限界温度・圧力（200℃・620kPa[gage]）を超えないよう格納容器の除熱を行える設計とする。</p> <p>なお、重大事故等対処設備の代替循環冷却系として使用する代替循環冷却系ポンプは 1 台設置する。</p> <p>1. 容量</p> <p>代替循環冷却の必要容量は、格納容器破損防止対策に係る有効性評価（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、有効性が確認できている循環流量として、<input type="text"/> m<sup>3</sup>/h（原子炉注水 <input type="text"/> m<sup>3</sup>/h，格納容器スプレイ：<input type="text"/> m<sup>3</sup>/h）であることから、これを上回る<input type="text"/> m<sup>3</sup>/h 以上とする。</p>		



## 2. 全揚程

代替循環冷却系ポンプの全揚程は  
，水源と移送先の圧力差，静水頭，機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

<原子炉注水：m<sup>3</sup>/h，格納容器スプレイ：m<sup>3</sup>/hの場合>

### ① 原子炉注水

水源と移送先の圧力差	約 <input type="text"/> m
静水頭	約 <input type="text"/> m
機器及び配管・弁類圧損	約 <input type="text"/> m
<hr/>	
合計	約 <input type="text"/> m≒87m

### ② 格納容器スプレイ

水源と移送先の圧力差	約 <input type="text"/> m
静水頭	約 <input type="text"/> m
機器及び配管・弁類圧損	約 <input type="text"/> m
<hr/>	
合計	約 <input type="text"/> m

以上より，これらを上回る揚程として代替循環冷却系ポンプの全揚程は 87m  
を要求値とする。

## 3. 最高使用圧力

代替循環冷却系ポンプの最高使用圧力をポンプの締切り運転圧力と吸込み側の圧力から設定する。



代替循環冷却系ポンプの締切り運転時の揚程約  m (約  MPa [gage]) ,  
 水頭圧  m (約  MPa [gage]) 及び格納容器限界圧力 ( MPa [gage]) で  
 あることから、これらを合算して  MPa [gage]  $\div$  4. 1MPa [gage] とする。

#### 4. 最高使用温度

代替循環冷却系ポンプの最高使用温度は、代替循環冷却系が分岐する残留  
 熱除去系熱交換器出口配管の最高使用温度に合わせ、77℃とする。

#### 5. 原動機出力

代替循環冷却系ポンプの容量  m<sup>3</sup>/h, 揚程  mの時の必要軸動力は、下記  
 の式より約  kWとなる。

$$\begin{aligned}
 P(kW) &= 10^{-3} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta/100) \\
 &= 10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((\text{}/3,600) \times \text{}) / (\text{}/100) \\
 &= \text{} \\
 &\div \text{}
 \end{aligned}$$

$P$ : 必要軸動力 (kW)

$P_w$ : 水動力 (kW)

$\rho$ : 流体の密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1,000

$g$ : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

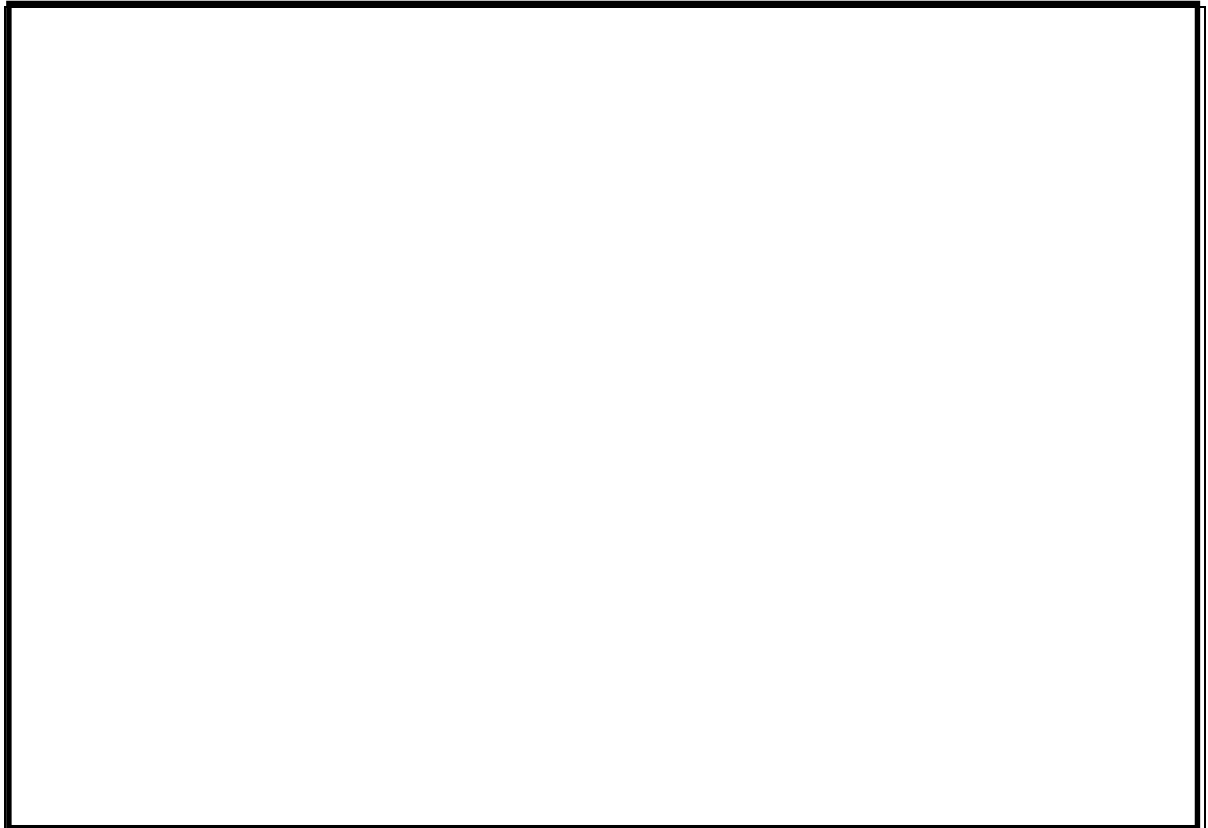
$Q$ : ポンプ容量 (m<sup>3</sup>/h) =

$H$ : ポンプ揚程 (m) =  (図 1 参照)

$\eta$ : ポンプ効率 (%) =  (図 1 参照)

(参考文献: 「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))



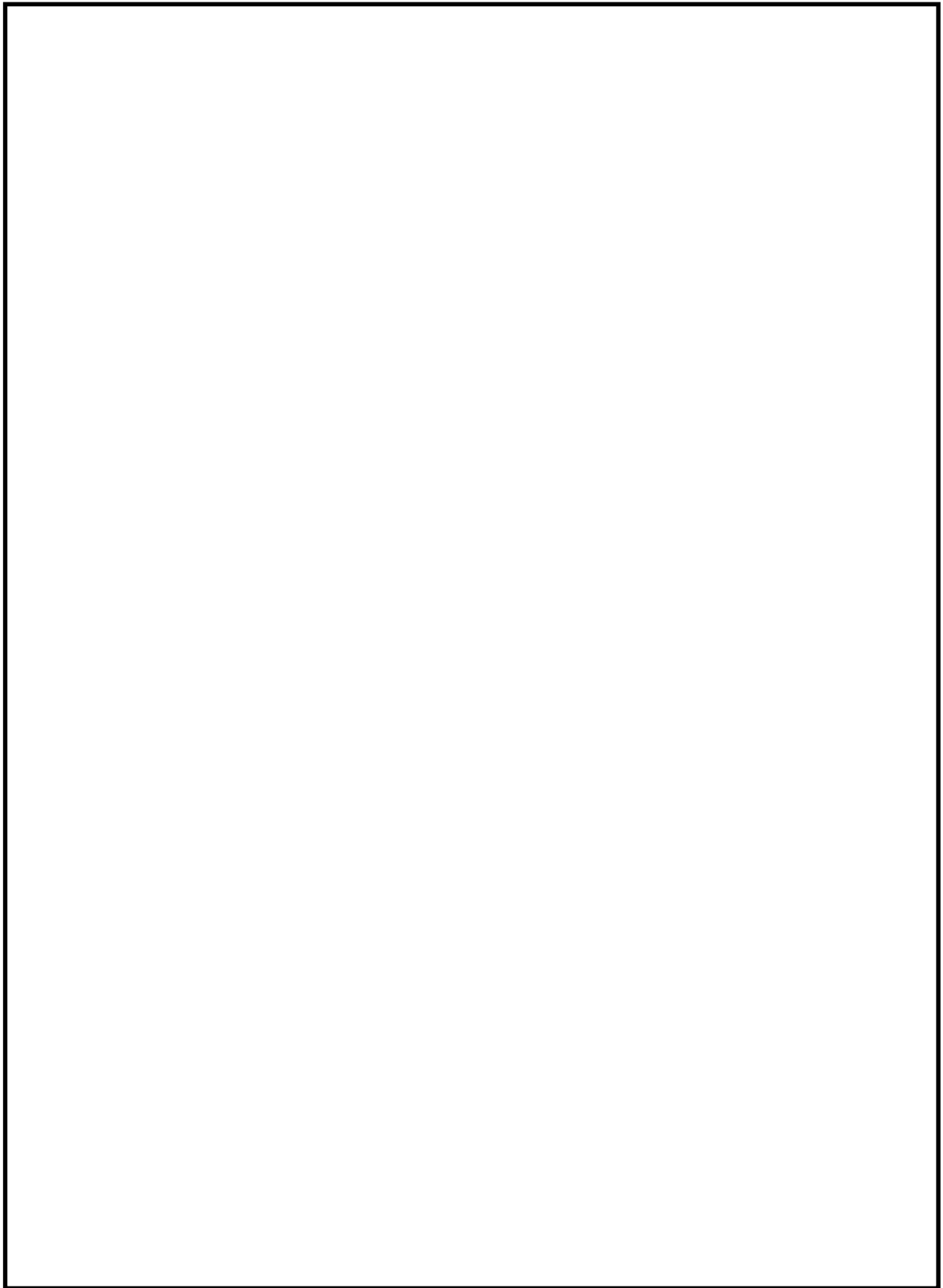


第 50-6-5 図 代替循環冷却系ポンプ性能曲線



50-7 接続図





第 50-7-1 図 格納容器圧力逃がし装置の可搬設備配置図



50-8 保管場所図



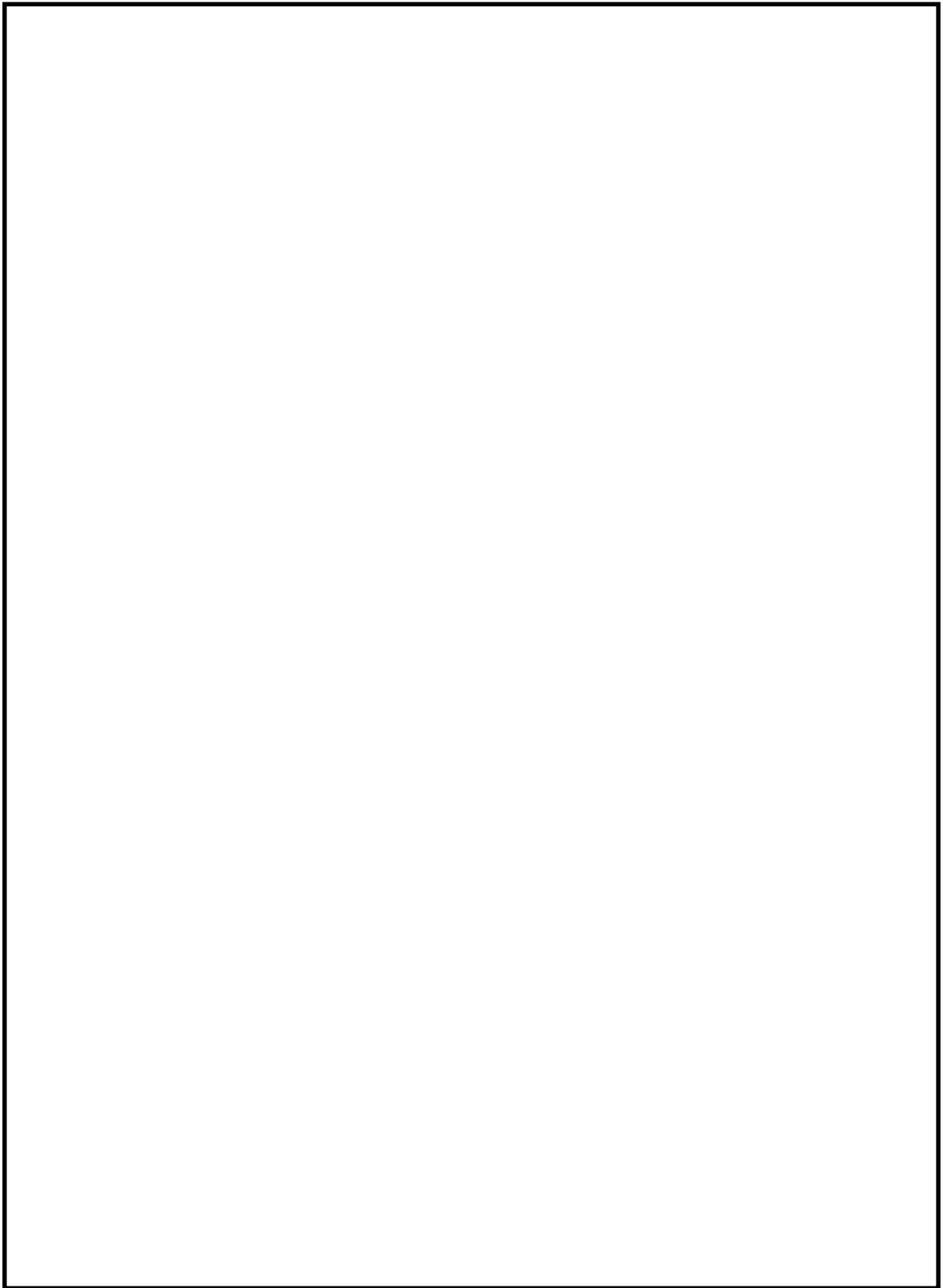


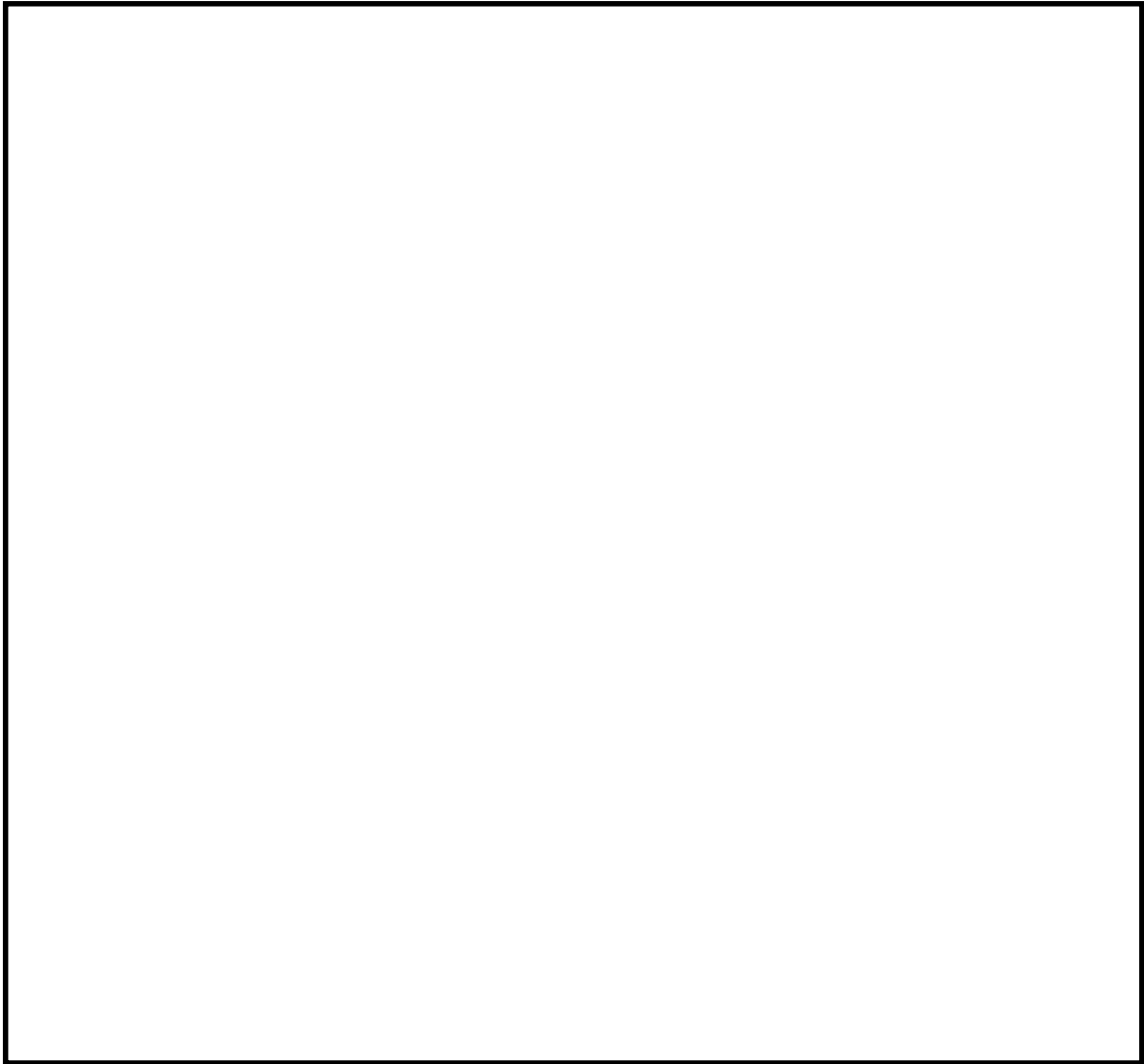
図 50-8-1 可搬型設備保管配置図

(可搬型窒素供給装置, 可搬型代替注水大型ポンプ)



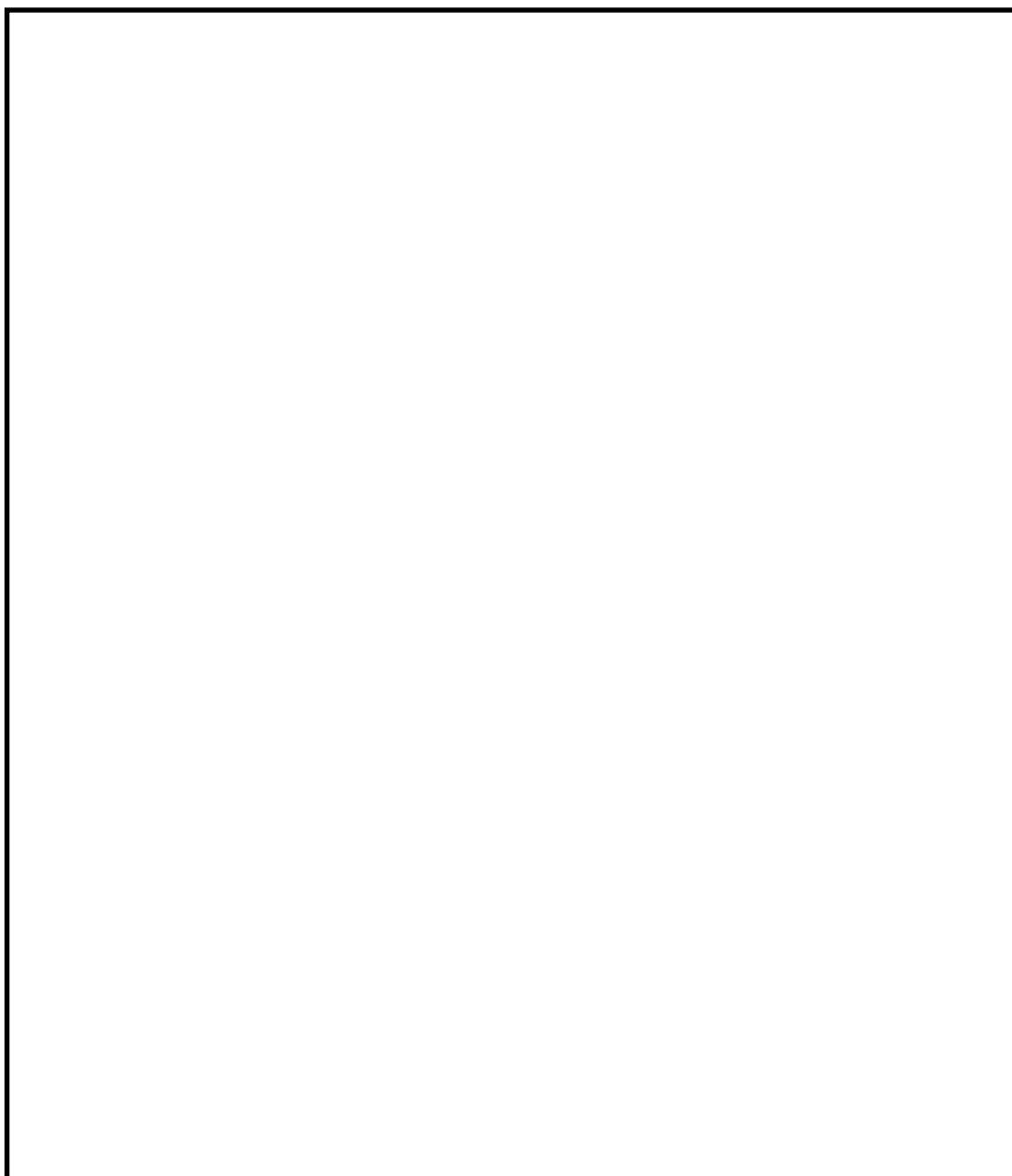
50-9 アクセスルート図





第 50-9-1 図 保管場所及びアクセスルート図

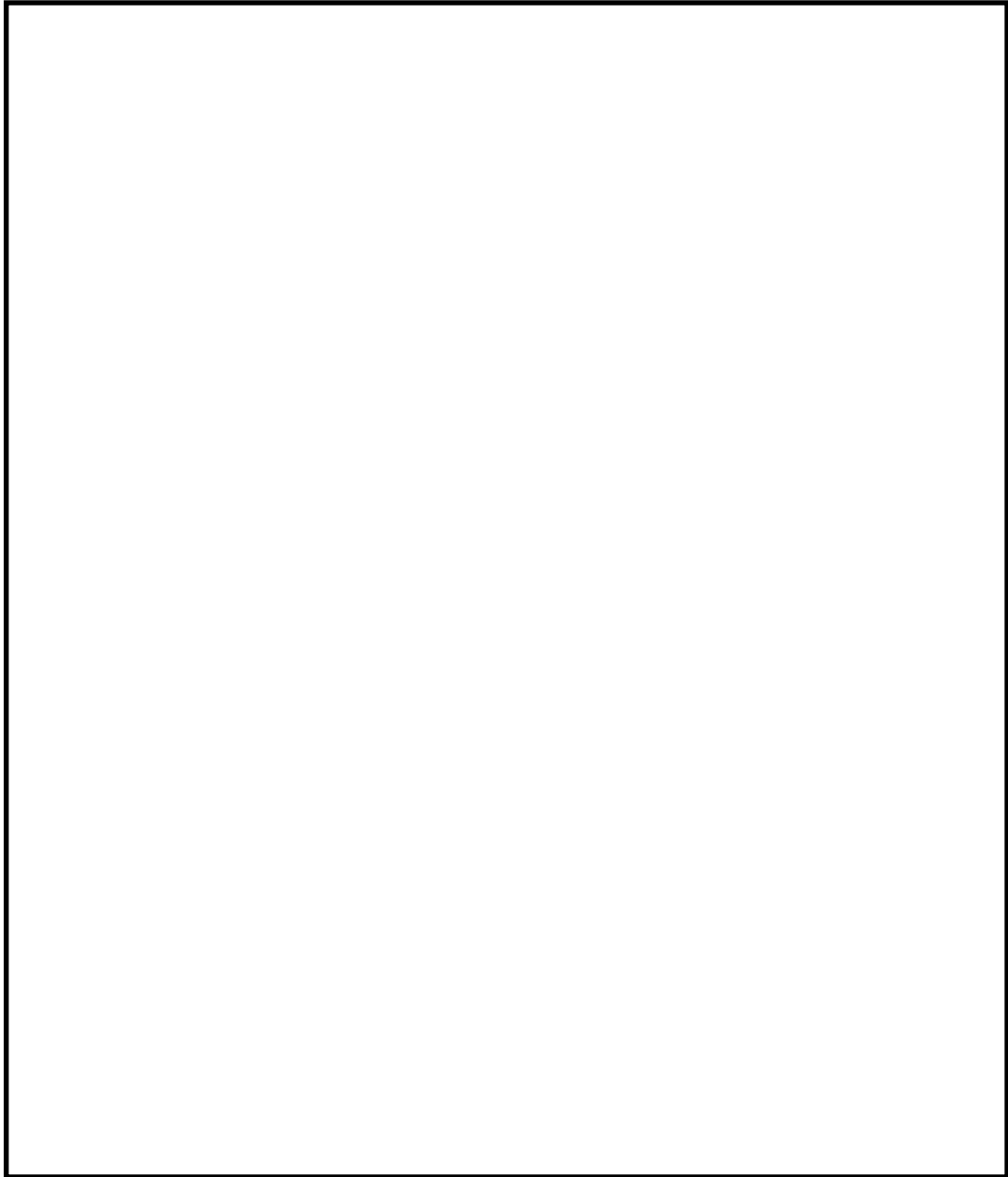




第 50-9-2 図 保管場所～SA 用海水ピット～接続口までのアクセスルート

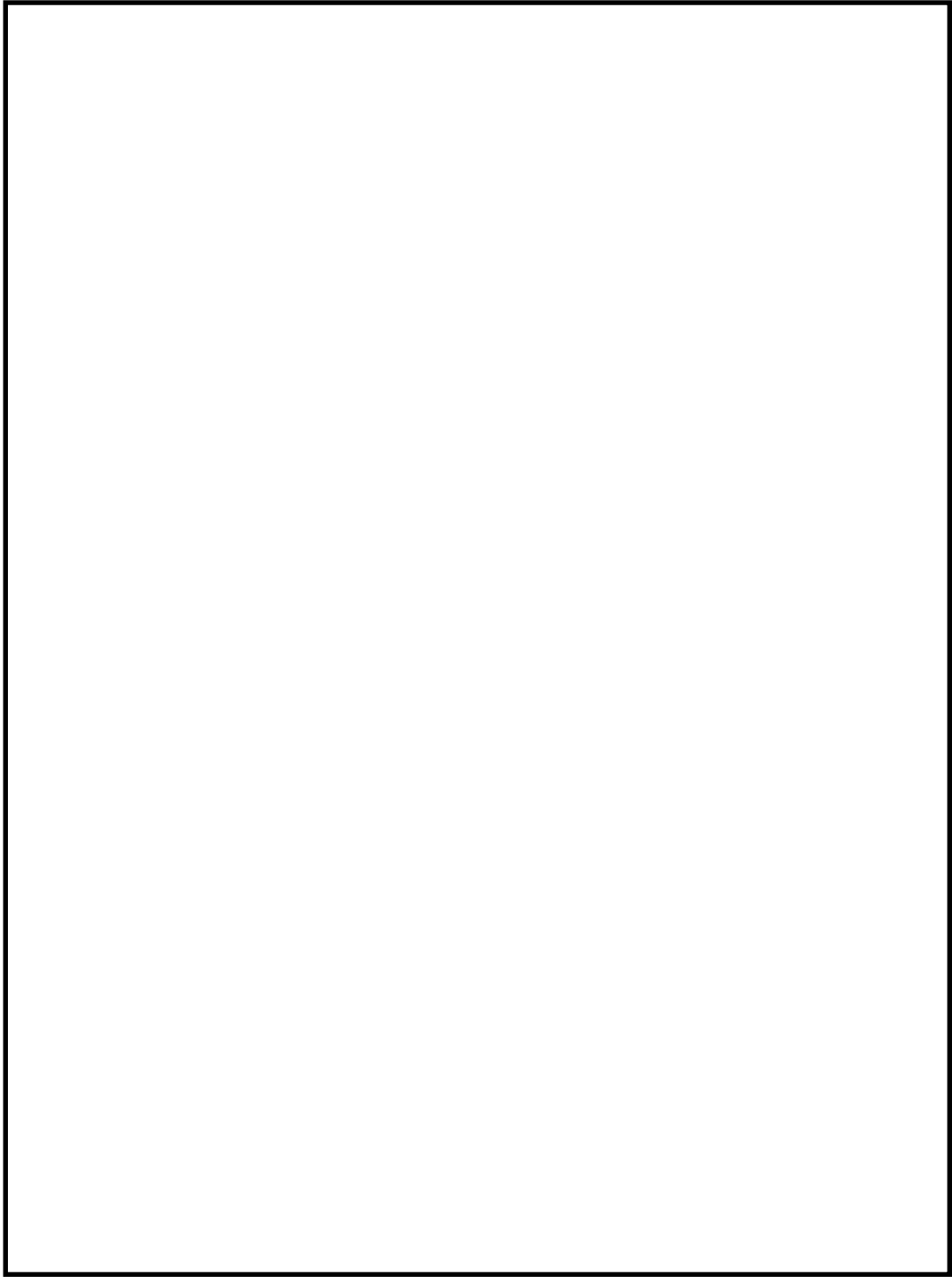
概要





第 50-9-3 図 保管場所～代替淡水貯槽～接続口までのアクセスルート概要





第 50-9-4 図 保管場所～淡水貯水池～接続口までのアクセスルート概要



50-10 その他設備



## 【サプレッション・プール水 pH 制御設備】

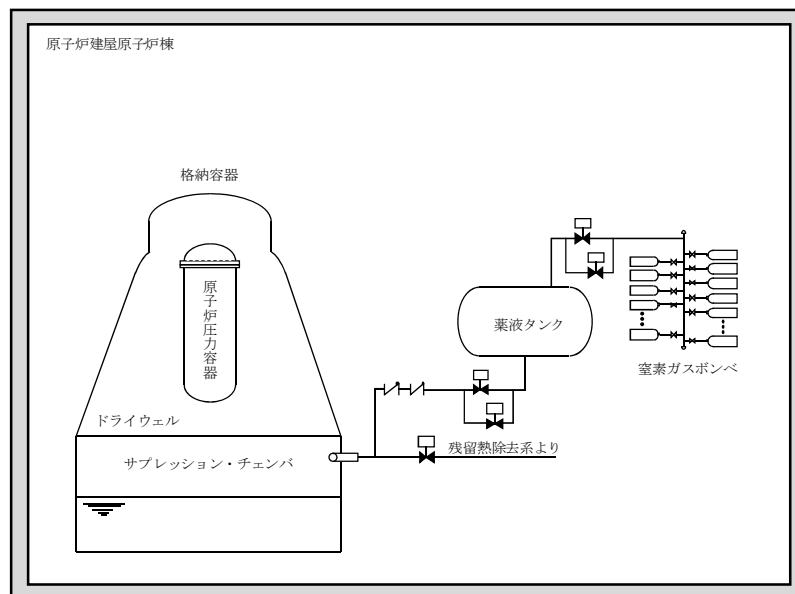
### 設備概要

格納容器圧力逃がし装置を使用する際、格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッション・プール水中によう素を捕獲することでよう素の放出量を低減するために、サプレッション・プール水 pH 制御設備を設ける。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

本系統は、第50-10-1図に示すように、薬液タンクを窒素により加圧し、残留熱除去系配管からサプレッション・チェンバに薬液を注入する構成とする。

サプレッション・プール水 pH 制御装置と他の系統・機器は、逆止弁と隔離弁によりサプレッション・プール水 pH 制御設備と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。

更に、格納容器内に薬液  を注入することによる格納容器内へ及ぼす悪影響はないことを確認している。



第50-10-1図 格納容器pH制御のための設備系統概要図



【代替循環冷却系】

代替循環冷却系の説明については、「別添資料－3 代替循環冷却の成立性について」に示す。



50-11 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



## < 別紙 目次 >

- 別紙 1 水素の滞留に対する設計上の考慮について
- 別紙 2 格納容器フィルタベント系の系統設計条件の考え方について
- 別紙 3 格納容器フィルタベント系の漏えいに対する考慮について
- 別紙 4 フィルタ装置の各構成要素における機能について
- 別紙 5 金属フィルタドレン配管の閉塞及び逆流防止について
- 別紙 6 流量制限オリフィスの設定方法について
- 別紙 7 ベント実施時の放射線監視測定の考え方について
- 別紙 8 電源構成の考え方について
- 別紙 9 エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について
- 別紙 10 ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発・薬剤の容量不足について
- 別紙 11 よう素除去部におけるよう素の再揮発、吸着剤の容量減少及び変質について
- 別紙 12 スクラビング水の保有水量の設定根拠について
- 別紙 13 スクラビング水が管理範囲を超えた場合の措置について
- 別紙 14 よう素除去部へのスクラビング水の影響について
- 別紙 15 圧力開放板の信頼性について
- 別紙 16 フレキシブルシャフトが常時接続されている状態における弁操作の詳細メカニズム
- 別紙 17 フィルタベント実施に伴うベント弁操作時の作業員の被ばく評価
- 別紙 18 スクラビング水補給及び窒素供給作業の作業員の被ばく評価
- 別紙 19 格納容器内の圧力が計測できない場合の運用について



別紙 20	ベント停止手順について
別紙 21	格納容器雰囲気温度によるベントの運用について
別紙 22	格納容器減圧に伴うベント管からサプレッション・プールへの冷却水の流入について
別紙 23	有効性評価における炉心損傷の判断根拠について
別紙 24	格納容器からの異常漏えい時における対応について
別紙 25	格納容器スプレイに失敗した場合のベント運用について
別紙 26	ベント準備操作開始タイミングについて
別紙 27	格納容器フィルタベント系の計装設備の網羅性について
別紙 28	格納容器フィルタベント系の計装設備の概略構成図
別紙 29	フィルタ装置水素濃度計の計測時間遅れについて
別紙 30	配管内面に付着した放射性物質による発熱の影響について
別紙 31	地震による損傷の防止に関する耐震設計方針の説明
別紙 32	フィルタベント設備の外部事象に対する考慮について
別紙 33	主ライン・弁の構成について
別紙 34	各運転モードにおける系統構成と系統内の水素濃度について
別紙 35	ベント実施によるブルーム通過時の要員退避について
別紙 36	エアロゾルの保守性について
別紙 37	希ガスの減衰効果に期待してドライウェルベントを実施した場合の影響評価について
別紙 38	コリウムシールド侵食時のガス及びエアロゾル発生について
別紙 39	格納容器フィルタベント系使用後の保管管理
別紙 40	ベント放出位置の違いによる公衆被ばくへの影響について
別紙 41	スクラビング水の pH について
別紙 42	計装設備が計測不能になった場合の推定方法，監視場所について



- 別紙 43 ステンレス構造材，膨張黒鉛パッキンの妥当性について
- 別紙 44 エアロゾルの粒径分布が除去性能に与える影響について
- 別紙 45 エアロゾルの密度の変化が慣性衝突効果に与える影響について
- 別紙 46 JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の適用性について
- 別紙 47 フィルタ装置格納槽内における漏えい対策について
- 別紙 48 格納容器フィルタベント設備隔離弁の人力操作について
- 別紙 49 耐圧強化ベント系の隔離弁の閉操作の実現性について
- 別紙 50 フィルタ装置における化学反応熱について
- 別紙 51 スクラビング水の粘性の変化が除去性能に与える影響について
- 別紙 52 窒素発生装置の容量について
- 別紙 53 フィルタ装置入口配管の位置について



## 1. 概要

### 1.1 設置目的

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（以下「格納容器」という。）破損及び格納容器内の水素による爆発を防止するため、格納容器圧力逃がし装置（以下「格納容器フィルタベント系」という。）を設置する。本系統はフィルタ装置を通して放射性物質を低減した上で、格納容器内の雰囲気ガスを放出することで、格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに、格納容器内に滞留する水素ガスを大気へ放出する機能を有する。

また、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に、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止するために、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する機能を有する。

### 1.2 基本性能

格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器に発生するガスを、フィルタ装置を通して大気に逃がすことで、放出される粒子状の放射性物質（セシウム等）を低減する。このため、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したものとする。

フィルタ装置としては、上述した Cs-137 の放出量制限を満足させるため、粒子状放射性物質除去効率 99.9%以上の性能を有する装置を採用する。

また、当該装置は、ガス状放射性よう素の除去効率として、無機よう素は 99%以上、有機よう素は 98%以上の性能を有する。



### 1.3 系統概要

第 1.3-1 図に系統概要を示す。

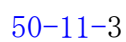
本系統は、フィルタ装置、圧力開放板等で構成する。本系統は、中央制御室からの操作で、第一弁を「全開」、第二弁を「全開」とすることにより、格納容器内の雰囲気ガスを、ドライウェル及びサプレッション・チェンバより抜き出し、フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後に、排気管を通して原子炉建屋屋上位置（標高約 65m）で放出する。

排気ラインには圧力開放板を設け、水素爆発防止のため系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機する際の大気との隔壁とする。この圧力開放板は、格納容器からの排気の妨げにならないように、格納容器からの排気圧力と比較して十分小さい圧力に設定する。

本系統は、中央制御室からの操作を可能とするため、代替電源設備からの給電を可能とするが、電源の確保ができない場合であっても、放射線量率の低い原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）より遠隔で操作することができる。

なお、格納容器からの排気時に、高線量率となるフィルタ装置等からの被ばくを低減するために、必要な遮蔽等を行う。





## 第1.3-1 図 格納容器フイルタメント系



## 2. 系統設計

### 2.1 設計方針

格納容器フィルタベント系は、想定される重大事故等が発生した場合において、格納容器の過圧破損及び格納容器内の水素による爆発を防止するとともに、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送できるよう、以下の事項を考慮した設計とする。

#### (1) 格納容器過圧破損防止

##### a. 排気容量

格納容器の過圧破損を防止できるよう、想定するベント開始圧力に対して、必要な排気容量を確保するため、系統の圧力損失を考慮した設計とする。(2.2 項)

##### b. 冗長性

サプレッション・チェンバ（ウェットウェル気層部）及びドライウェルに排気ラインを設置し、系統の冗長性を確保する。接続位置については、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けにくい場所とする。(別紙 33)

##### c. 閉塞の防止

系統の閉塞を防止するため、配管内に蒸気凝縮によるドレン水が滞留するような箇所（U シール）を設けない設計とする。また、フィルタ容量は想定する粒子状放射性物質（以下「エアロゾル」という）が移行した場合においても、排気できる設計とする。(2.3.3 項)

#### (2) 放射性物質の低減

##### a. 放射性物質の捕集及び保持

排気中に含まれる放射性物質を低減するため、フィルタ装置は想定する運転範囲（ベントガス圧力・温度・流量、エアロゾルの粒径等）にお



いて所定の除去性能を確保するとともに、捕集した放射性物質をフィルタ装置に保持できる設計とする。(3 項)

b. 水位の維持

フィルタ装置の保有水量は、一定期間、放射性物質の除去性能及び捕集した放射性物質の崩壊熱を除去するのに必要な量を確保し、中央制御室及び現場で監視ができる設計とする。また、水量が低下した場合は、外部から補給できる設計とする。(2.4.1 項, 2.4.3 項, 4.2.2 項)

c. 水質管理

ベントガスに含まれるガス状放射性よう素を除去するため、フィルタ装置内のスクラビング水には化学薬剤を添加することから、定期的に水質確認を実施できる設計とする。(4.4 項)

d. 監視計器

放射線モニタを設置し、ガス排出経路において、放射性物質の濃度を監視可能な設計とする。(2.4.1 項)

(3) 水素ガス対策 (別紙 1)

a. 系統不活性化

ベントガスに含まれる水素による爆発を防止するため、待機時は系統内を窒素置換し、不活性化する。窒素置換時の大気との隔離は、圧力開放板を用いる。圧力開放板の動作圧力は微正圧とすることで、ベント操作の妨げにならないよう設計する。(2.3.1 項, 2.4.1 項)

b. 配管配置

格納容器フィルタベント系の配管には U シール部を作らず、ベント中の蒸気凝縮で配管が閉塞することによる水素ガスの滞留を防止する。また、ベント停止後に水素ガスが滞留する可能性のある箇所については、窒素供給により系統内を希釈・掃気することで、可燃限界を超えること



がないようにする。(2.3.3 項)

c. 監視計器

水素濃度計を設置し，ガス排出経路において，水素の濃度を監視可能な設計とする。(2.4.1 項)

(4) 系統分離

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設計基準事故対処設備に対して，多様性及び独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。また，他系統に悪影響を及ぼさないよう，接続する系統とは弁により分離する設計とする。

(2.3.1 項)

(5) 弁操作の確実性

ベントに必要な弁は中央制御室からの操作を可能とする。

また，想定される重大事故等時においても容易かつ確実に操作できるように，フレキシブルシャフトにより，人力で現場操作が可能なよう操作方に多様性を持たせた設計とする。(4.2 項) (別紙 16)

(6) 放射線防護

(5)に記載する弁操作に加え，ベント開始後のスクラビング水の補給，その他の作業に従事する作業員の被ばくを低減するため，遮蔽等を考慮した放射線防護対策を行う。(2.4.3 項，2.4.4 項，4.2 項)

(7) 共通事項

a. 耐環境性

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，必要な機能を維持できる設計とする。(2.3 項)

b. 試験又は検査

性能及び健全性を確認するため，原子炉の運転中又は停止中に必要な試験又は検査ができるよう設計する。(4.4 項)



c. 代替電源

プラント通常状態において、本系統に給電している電源（非常用ディーゼル発電機を含む）が喪失した場合においても、代替電源設備からの給電が可能な設計とする。（2.4.2 項）

2.2 設計条件

本系統における設備の設計条件を第 2.2-1 表に示す。（別紙 2）

第 2.2-1 表 設計条件

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	620kPa[gage]	格納容器の限界圧力である 2Pd（最高使用圧力 310kPa[gage] の 2 倍）とする。
最高使用温度	200℃	格納容器の限界温度とする。
設計流量	13.4kg/s （格納容器圧力 310kPa[gage] において）	原子炉定格熱出力 1%相当の飽和蒸気量を，ベント開始圧力が低い場合（310kPa[gage]）であっても排出可能な流量とする。
フィルタ装置内発熱量	500kW	想定されるフィルタ装置に捕集，保持される放射性物質の崩壊熱に対して十分な余裕を見込み，原子炉定格熱出力の 0.015%に相当する発熱量とする。
エアロゾル移行量	400kg	想定されるフィルタ装置に移行するエアロゾルの量（38kg）に対して十分な余裕を見込み，400kg とする。
耐震条件	基準地震動 $S_s$ にて機能維持	基準地震動 $S_s$ にて機能を維持する。



## 2.3 格納容器フィルタベント系

### 2.3.1 系統構成

本系統は、屋外地下の格納槽内に設置するフィルタ装置、格納容器からフィルタ装置までの入口配管、フィルタ装置から大気開放される出口配管、圧力開放板、計装設備、電源設備、給水設備、窒素供給設備及び排水設備で構成される。

#### (1) 配管等の構成

入口配管は、格納容器のサプレッション・チェンバ及びドライウェルに接続された不活性ガス系配管が合流した下流に接続する耐圧強化ベント系配管から分岐し、弁を経由してフィルタ装置に接続する。

出口配管には、待機時に窒素置換された系統と大気を隔離する圧力開放板を設置する。圧力開放板はベント開始時に微正圧で動作するものとし、信頼性の高いものを使用する（別紙 15）。

フィルタ装置には、外部からスクラビング水を補給できるよう給水配管を設置する。また、外部から系統に窒素を供給できるよう窒素供給配管を設置する。また、ベント後の放射性物質を含むスクラビング水を格納容器（サプレッション・チェンバ）に移送するための移送ポンプ及び配管、さらに、万一、放射性物質を含むスクラビング水が格納槽に漏えいした場合に、漏えい水を格納容器（サプレッション・チェンバ）に移送するための排水ポンプ及び配管を設置する。

第 2.3.1-1 図に格納容器フィルタベント系の系統構成を示す。

#### (2) 材質及び構造

配管、弁は重大事故等クラス 2 機器として、「日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005/2007）」クラス 2 の規定に準拠して設計する。材質は炭素鋼を基本とするが、使用環境に応じて耐食性の高いス



ステンレス鋼を使用する。炭素鋼配管外面には防錆のため塗装を施し、特に屋外に敷設される配管の外面については、海塩粒子の付着による腐食防止の観点から、シリコン系等の防食塗装を行う。(別紙3)

系統を構成する主要な機器の仕様を第2.3.1-1表に、フィルタ装置及び配管の材質範囲を第2.3.1-2図に示す。

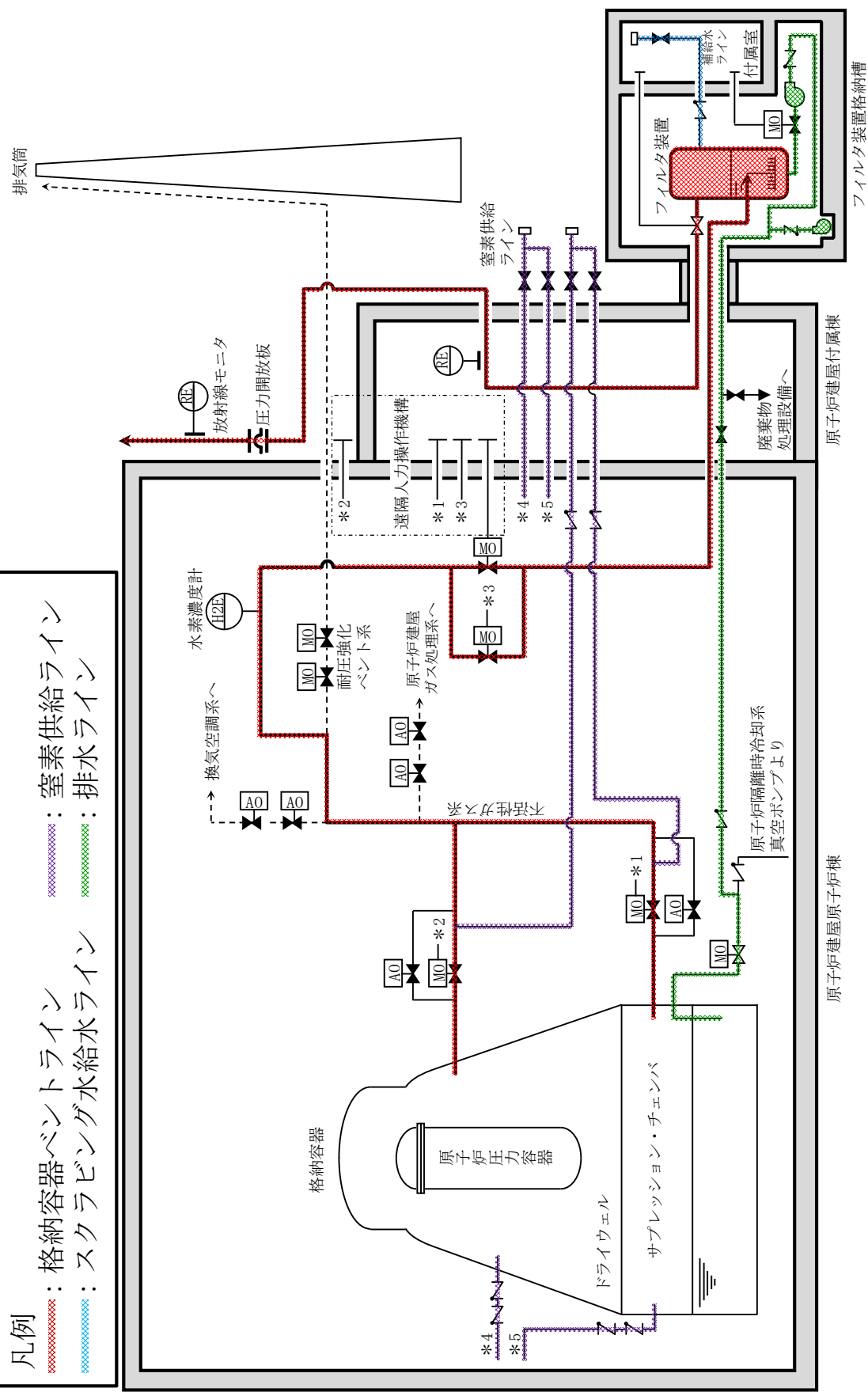
### (3) 系統の切替え性

格納容器からフィルタ装置へ至る配管は、ベントを実施する際、接続する他系統と隔離し、流路を構成する必要がある。対象となる系統は、原子炉建屋ガス処理系、換気空調系及び耐圧強化ベント系である。これらの系統との取合いの弁は通常全閉状態であるが、開状態の場合でも中央制御室からの操作により、速やかに切替えが可能である。

全交流動力電源喪失時には、原子炉建屋ガス処理系及び換気空調系との取合いの弁はフェイルクローズの空気駆動弁であることから、全閉状態となる。また、耐圧強化ベント系との取合いの弁については、耐圧強化ベント系を使用している際に全交流動力電源が喪失した場合には開状態となるが、耐圧強化ベント系は炉心損傷前に使用するため、現場での閉操作が可能である。

以上より、ベント操作時にも他系統との切替え性は確保できている。





第2.3.1-1 図 格納容器フィルタベント系 系統概要図



第 2.3.1-1 表 主要系統構成機器の仕様

(1) 配管

	口径	材質
a. フィルタ装置入口配管 (b. の範囲を除く)	450A～600A	炭素鋼
b. フィルタ装置周辺配管 (格納槽内に設置する範囲)	450A (入口側), 350A～600A (出口側)	ステンレス鋼
c. フィルタ装置出口配管 (b. の範囲を除く)	600A	炭素鋼

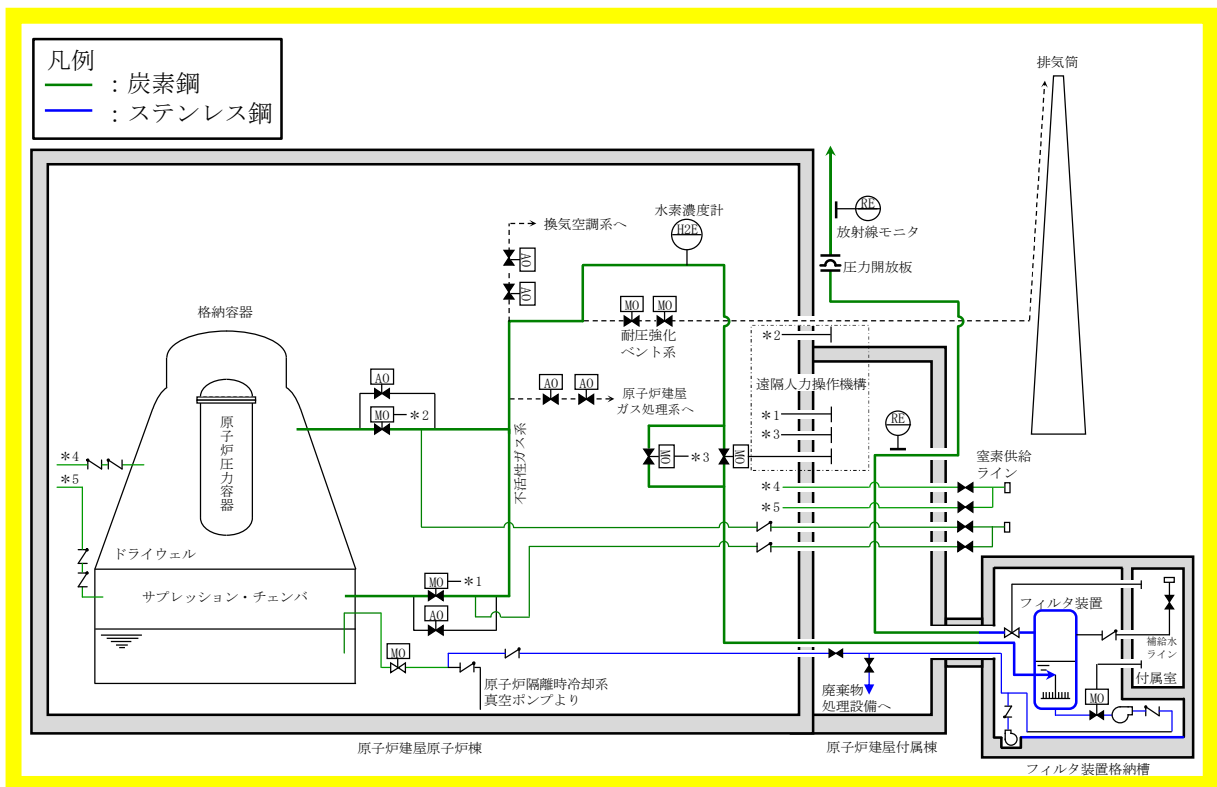
(2) 隔離弁

	型式	駆動方式	口径
a. 第一弁 (サプレッション・ チェンバ側)	バタフライ弁	電動駆動 (交流) + 遠隔人力操作機構	600A
b. 第一弁 (ドライウェル側)	バタフライ弁	電動駆動 (交流) + 遠隔人力操作機構	600A
c. 第二弁	バタフライ弁	電動駆動 (交流) + 遠隔人力操作機構	450A
d. 第二弁バイパス弁	バタフライ弁	電動駆動 (交流) + 遠隔人力操作機構	450A

(3) 圧力開放板

型式	設定圧力	呼び径	材質	個数
引張型ラプチャー ディスク	0.08MPa	600A	ステンレス鋼	1





第 2.3.1-2 図 フィルタ装置及び配管の材質範囲

## 2.3.2 フィルタ装置

### (1) フィルタ装置仕様

フィルタ装置はスカート支持される円筒たて形容器であり、常時スクラビング水を貯留する。容器下部にはベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル、スクラビング水）、上部には金属フィルタが設置され、これらを組み合わせてエアロゾルを除去する。

さらに、金属フィルタの後段として、容器内部によう素除去部を設け、ガス状放射性よう素を捕集する物質（銀ゼオライト）を収納している。

フィルタ装置の主な仕様を以下に示す。

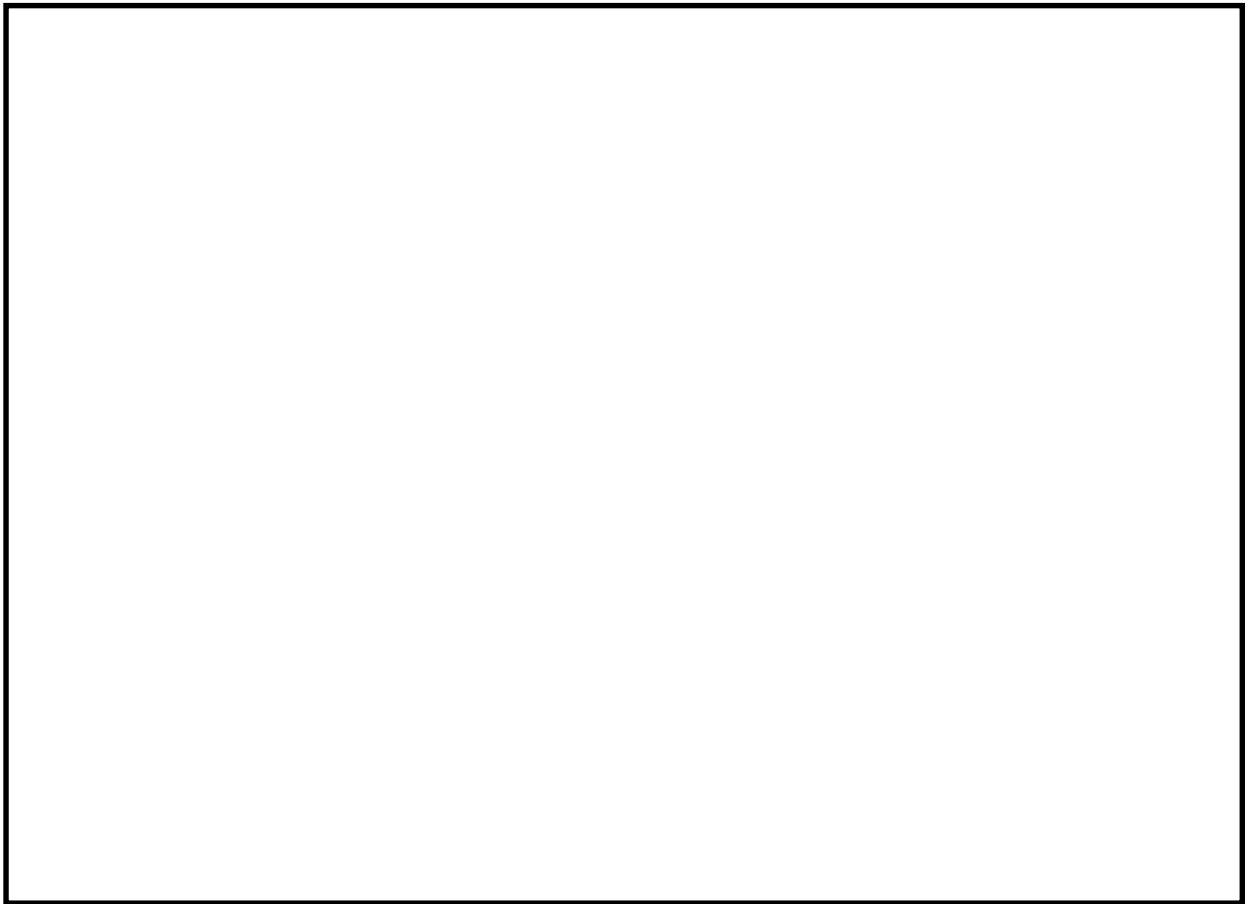
- a. 容器は、重大事故等クラス2容器として「日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005/2007）」クラス2容器の規定に準拠して設計する。



- b. 容器内に貯留するスクラビング水量は，捕集した放射性物質の崩壊熱による減少を考慮し，設計条件であるフィルタ装置内発熱量 500kW に対して，ベント開始後 24 時間は補給不要となるように設定する。（別紙 1 2）
- c. 容器及び内部構造物の材料には，スクラビング水に添加されるアルカリ性の薬剤に対して，耐性に優れるステンレス鋼を使用する。
- d. 容器には，スクラビング水の減少分を補充するための注水用ノズル，スクラビング水を採取するための試料採取用ノズル，スクラビング水を移送するためのドレン用ノズルを設ける。
- e. 容器内部にはベンチュリノズルと，金属フィルタを内蔵する。
- f. 容器内部には，よう素除去部を設け，銀ゼオライトを収納する。
- g. 金属フィルタとよう素除去部の連絡管には，流量制限オリフィスを設け，格納容器より排出されるガスの体積流量をほぼ一定に保つ設計とする。

フィルタ装置の仕様を第 2.3.2-1 表に，構造を第 2.3.2-1 図に示す。（別紙 4）





第 2.3.2-1 図 フィルタ装置概略図

(2) フィルタ仕様

a. ベンチュリスクラバ

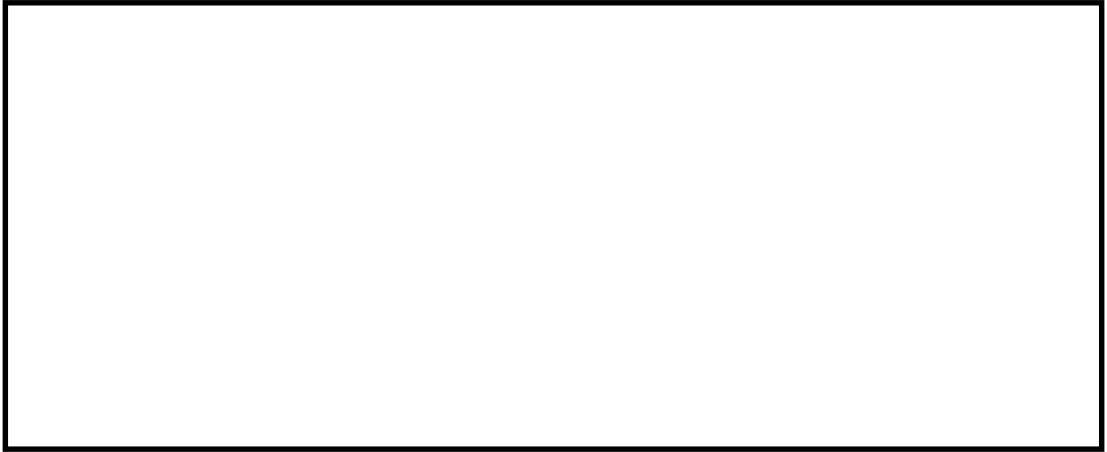
ベンチュリスクラバは，ベンチュリノズル，スクラビング水等で構成され，ベントガス中に含まれるエアロゾル及び無機よう素を捕集し，スクラビング水中に保持する。

ベンチュリノズルは，上部に行くにつれて緩やかに矩形断面の流路面積を増やして断面変化させており，上端は閉じて，側面に出口開口を設けている。また，ノズル中低部の一番流路断面積が小さくなるスロート部の側面にスクラビング水を取り込む開口を設けている。これにより，ノズルスロート部で高流速とすることで，スロート部の圧力を周囲スクラビング水領域よりも低下させて側面開口からノズル周囲のスクラビング水を吸込み，ノズル内に噴霧させる。ノズル内ではガスと噴霧水滴の



流速の差でエアロゾルの捕集効率を高め、上端吐出部からスクラビング水中に排出させる。

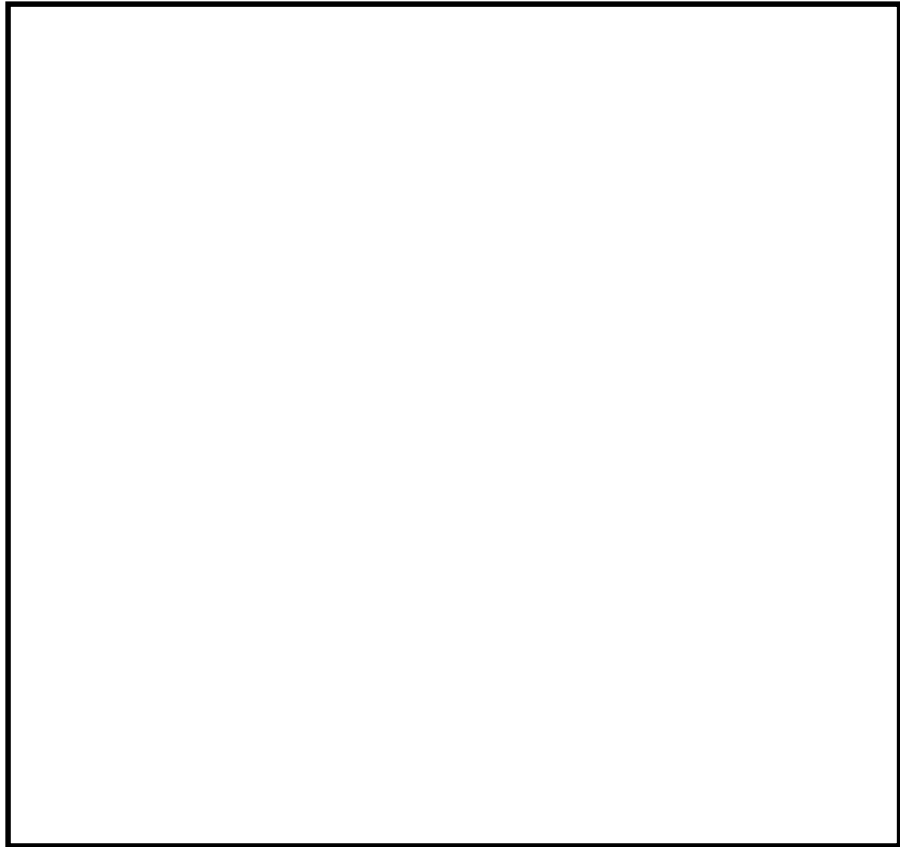
ベンチュリノズルは分配管に設置し、同一分配管上のベンチュリノズルは分配管に対して直行させるとともに、同心円状のベンチュリノズルは離隔距離を確保した配置とする。また、ベントガスはスクラビング水中に斜め下方向に排出されたのち、減速し分配管の間を浮き上がっていく流れとなるため、同一分配管上の隣接ノズル及び同心円状の隣接ノズルへ与える影響はない。



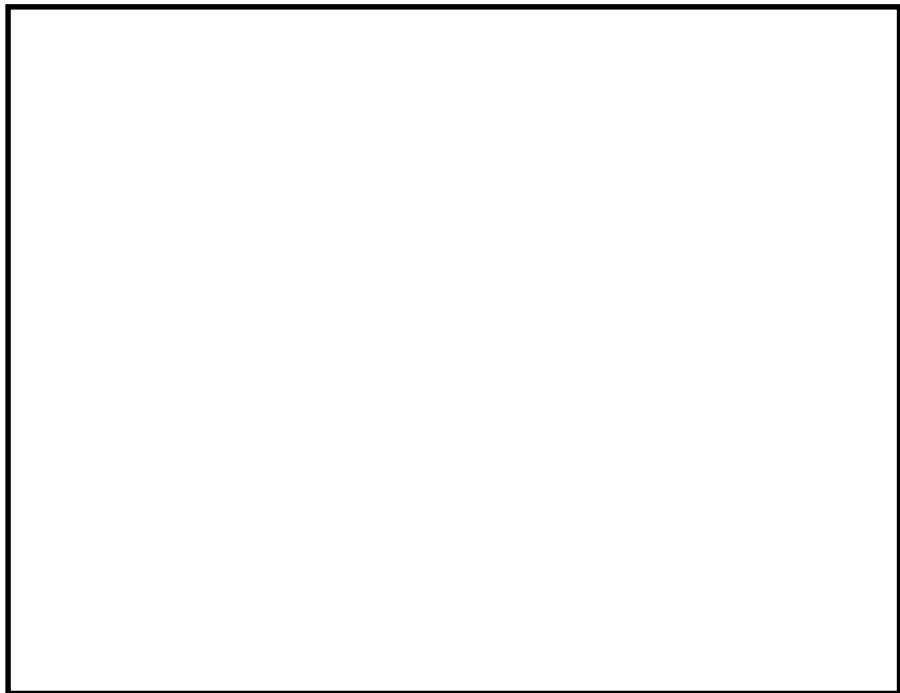
ベンチュリノズルの材質は耐アルカリ性に優れる□とする。

ベンチュリノズルの機器仕様を第 2.3.2-1 表に、スクラビング水の仕様を第 2.3.2-2 表に、概略図を第 2.3.2-2 図に、配置を第 2.3.2-3 図に、ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要を第 2.4.2-4 図に示す。



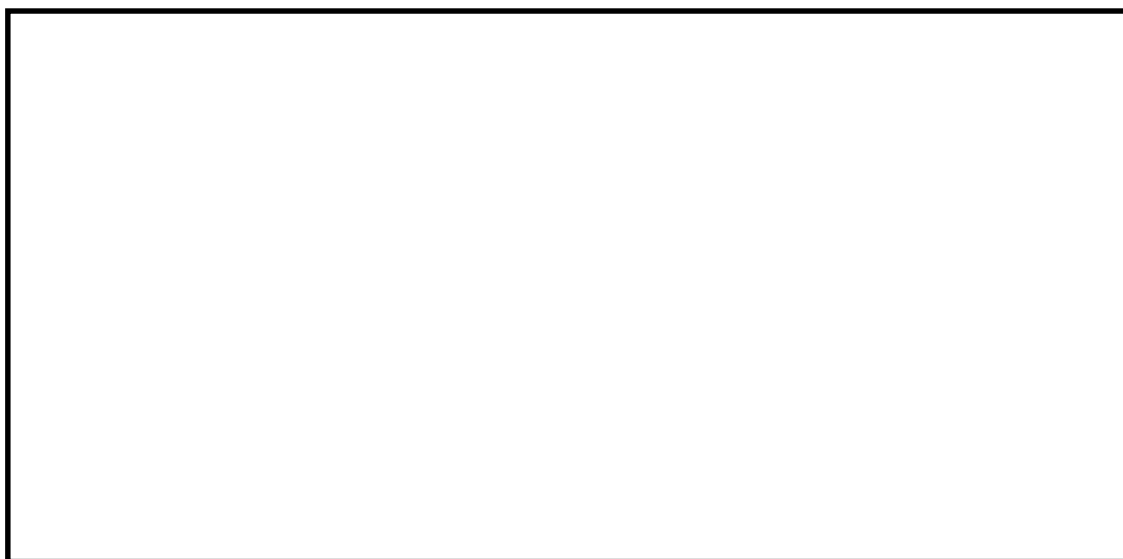


第 2.3.2-2 図 ベンチュリノズル概略図



第 2.3.2-3 図 ベンチュリノズルの配置図





第 2.3.2-4 図 ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要

b. 金属フィルタ

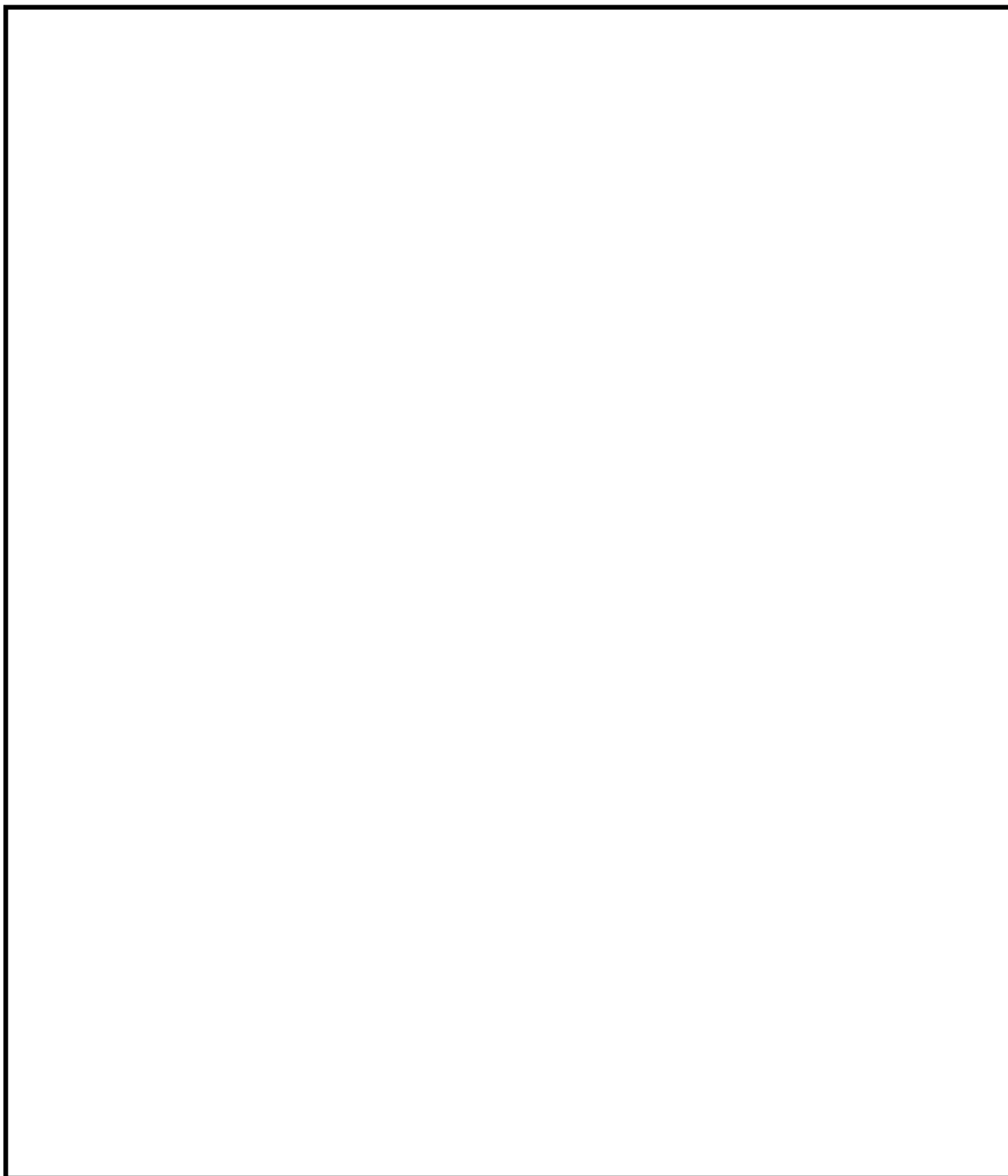
金属フィルタは、ベンチュリスクラバで除去しきれなかったエアロゾルを除去する。

金属フィルタは必要なフィルタ面積と最適なフィルタ流速が得られるように、容器の上部に縦向きに配置される。金属フィルタは [ ] で、プレフィルタとメインフィルタを [ ] であり、周囲の型枠により容器内部に直接取り付けられる。

ベントガスはスクラビング水を出た後、スクラビング水から生じる湿分（液滴）を含んでいる。長時間の運転でも高い除去効率を確保するため、 [ ] 除去した液滴はスクラビング水内にドレンされる。

金属フィルタの機器仕様を第 2.3.2-1 表に、概略図を第 2.3.2-5 図に示す。



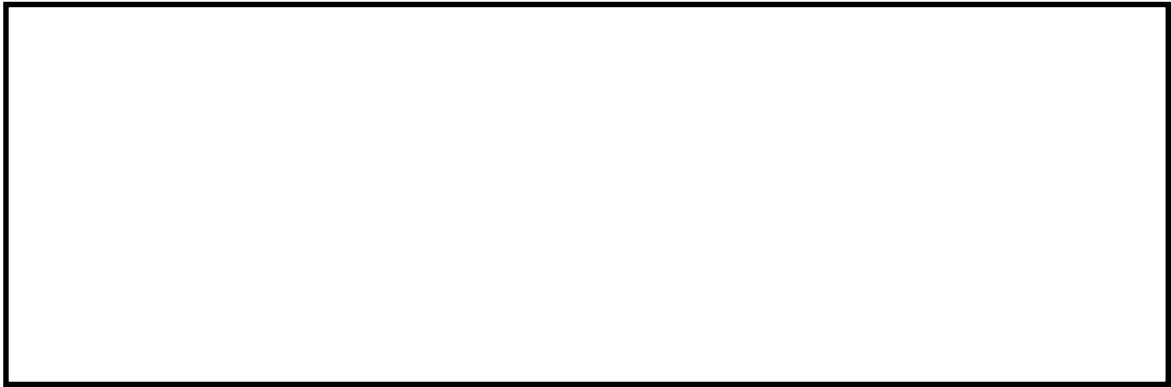


第 2.3.2-5 図 金属フィルタ概略図

(a) プレフィルタ及び湿分分離機構







湿分分離機構の概要を第 2.3.2-6 図に，ドレン配管接続部の概要を第 2.3.2-7 図に示す。



第 2.3.2-6 図 湿分分離機構の概略図



第 2.3.2-7 図 ドレン配管接続部の概略図

(b) メインフィルタ





c. 流量制限オリフィス

ベントフィルタ内の体積流量をほぼ一定に保つため、金属フィルタ下流に流量制限オリフィスを設置する。流量制限オリフィスの穴径は、系統の圧力損失を考慮した上で、ベント開始時の格納容器圧力(1Pd～2Pd)のうち、低い圧力(1Pd)において、設計流量が確実に排気できるよう設定する。

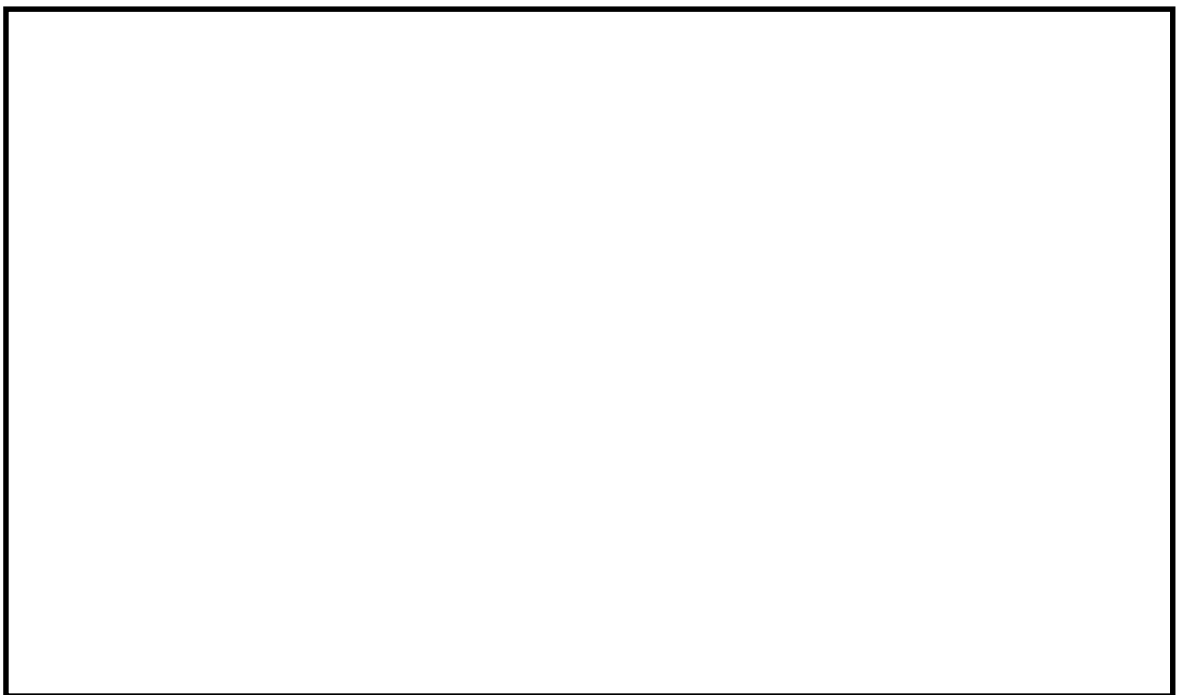


流量制限オリフィスの仕様を第 2.3.2-1 表に示す。(別紙 6)

d. よう素除去部

よう素除去部には、銀ゼオライトを収納し、ベントガスを通過させることで、ガス中に含まれる放射性のよう素を除去する。

よう素除去部の仕様を第 2.3.2-1 表に、概略図を第 2.3.2-8 図に示す。



第 2.3.2-8 図 よう素除去部概略図



第 2.3.2-1 表 フィルタ装置主要仕様

(1) 容器

型 式	円筒たて形容器
材 質	
胴 内 径	
高 さ	

(2) ベンチュリノズル

材 質	
個 数	

(3) 金属フィルタ

材 質	
寸 法	
繊 維 径	
個 数	
総 面 積	



(4) 流量制限オリフィス

型 式	同心オリフィス板
材 質	
個 数	

(5) よう素除去部

材 質	銀ゼオライト
充 填 量	
ベッド厚さ	

第 2.3.2-2 表 スクラビング水仕様（待機水位時）

項 目	設定値



### 2.3.3 配置

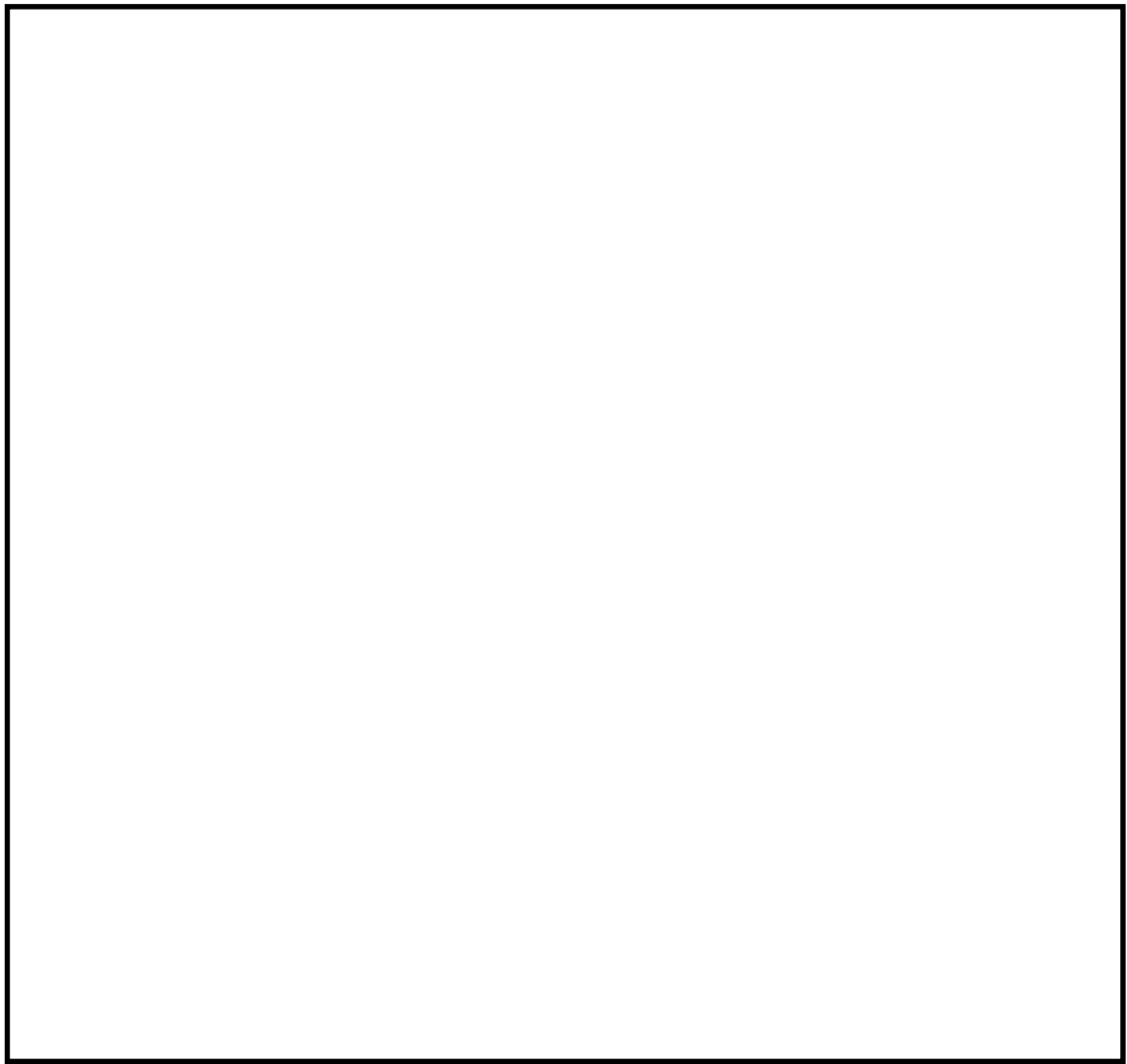
フィルタ装置は原子炉建屋外に地下埋設で設置する頑健な格納槽の中に設置することで、地震や津波等の自然現象及び航空機衝突に対する耐性を高めている。格納槽は鉄筋コンクリート製であり、フィルタ装置に保持された放射性物質からの遮蔽を考慮した設計としている。また、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ、熱交換器及び残留熱除去系海水系ポンプ、重大事故等対処設備である緊急用海水ポンプに対して位置的分散を図っている。さらに重大事故等対処設備である代替循環冷却系ポンプに対しても位置的分散を図っている。

フィルタ装置の配置を第 2.3.3-1 図、第 2.3.3-2 図に示す。

格納容器フィルタベント系の配管については、ベント時に発生する蒸気凝縮で発生するドレン水による閉塞やこれに起因する水素の滞留を防止するために、配置に留意する。具体的には配管ルートに U シール部ができないよう配置する。なお、新設部分については水平配管に適切な勾配を設ける。

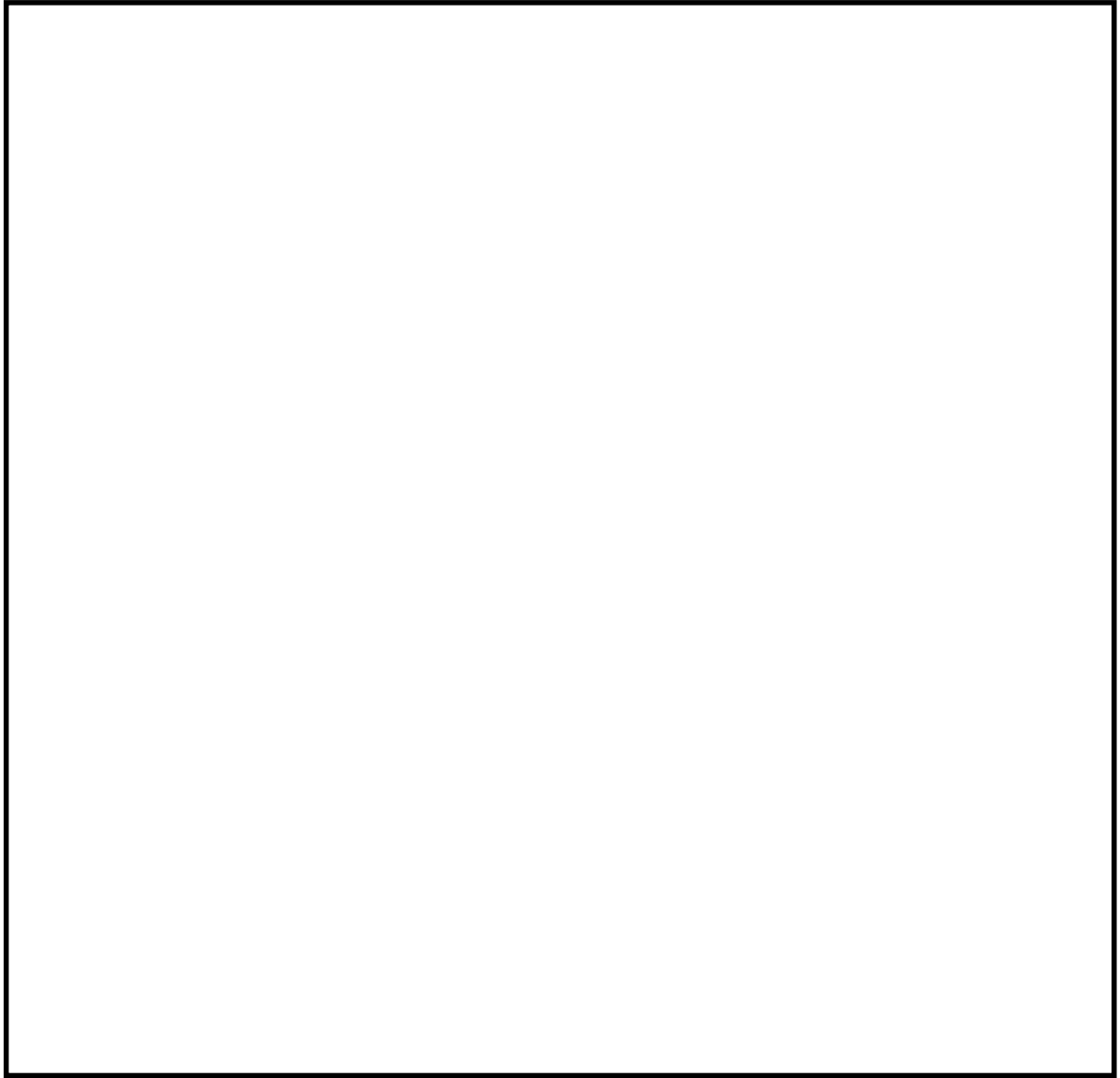
格納容器フィルタベント系の配管ルート図を第 2.3.3-3 図～15 図に示す。





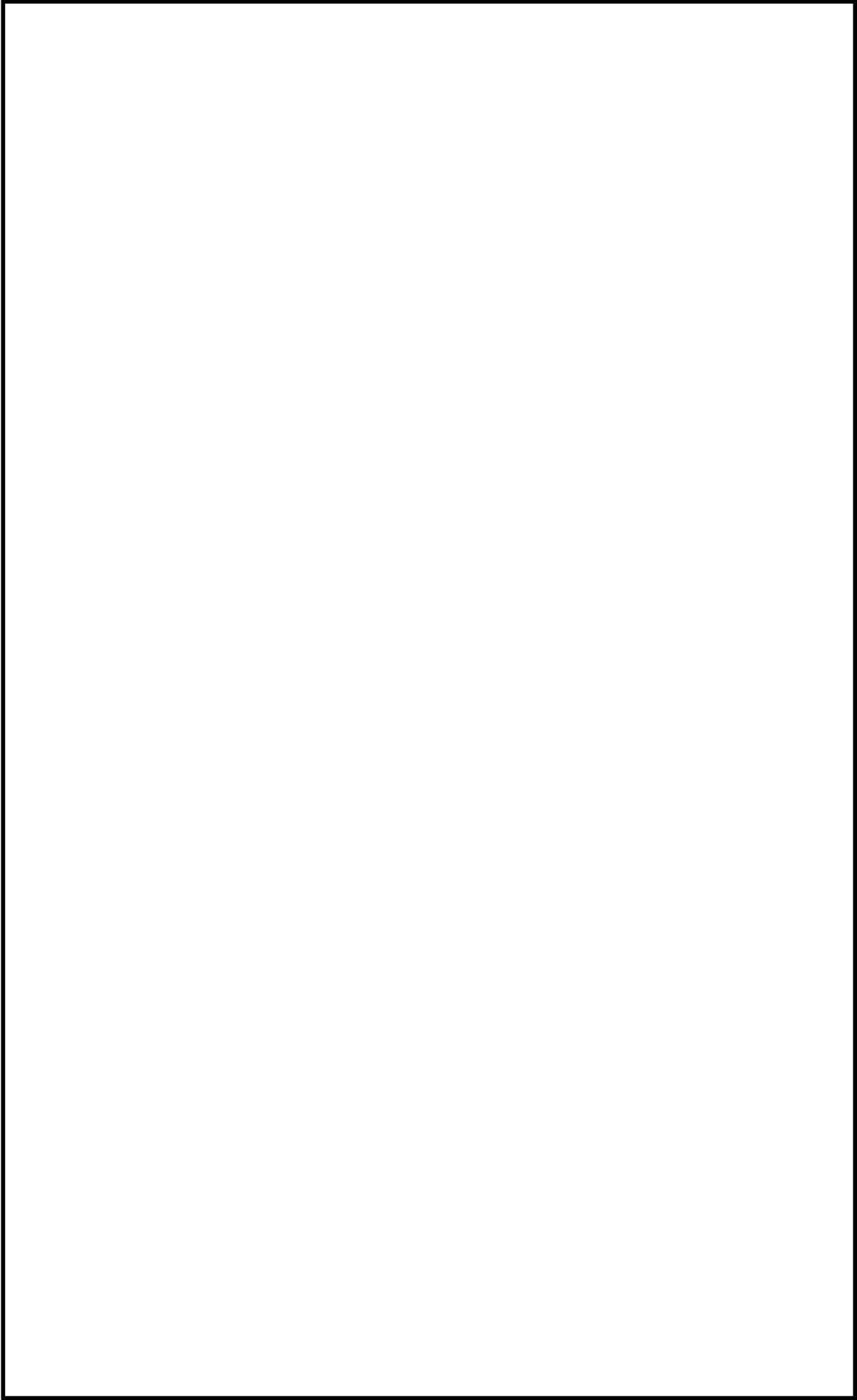
第 2.3.3-1 図 フィルタ装置配置図（原子炉建屋最地下階）





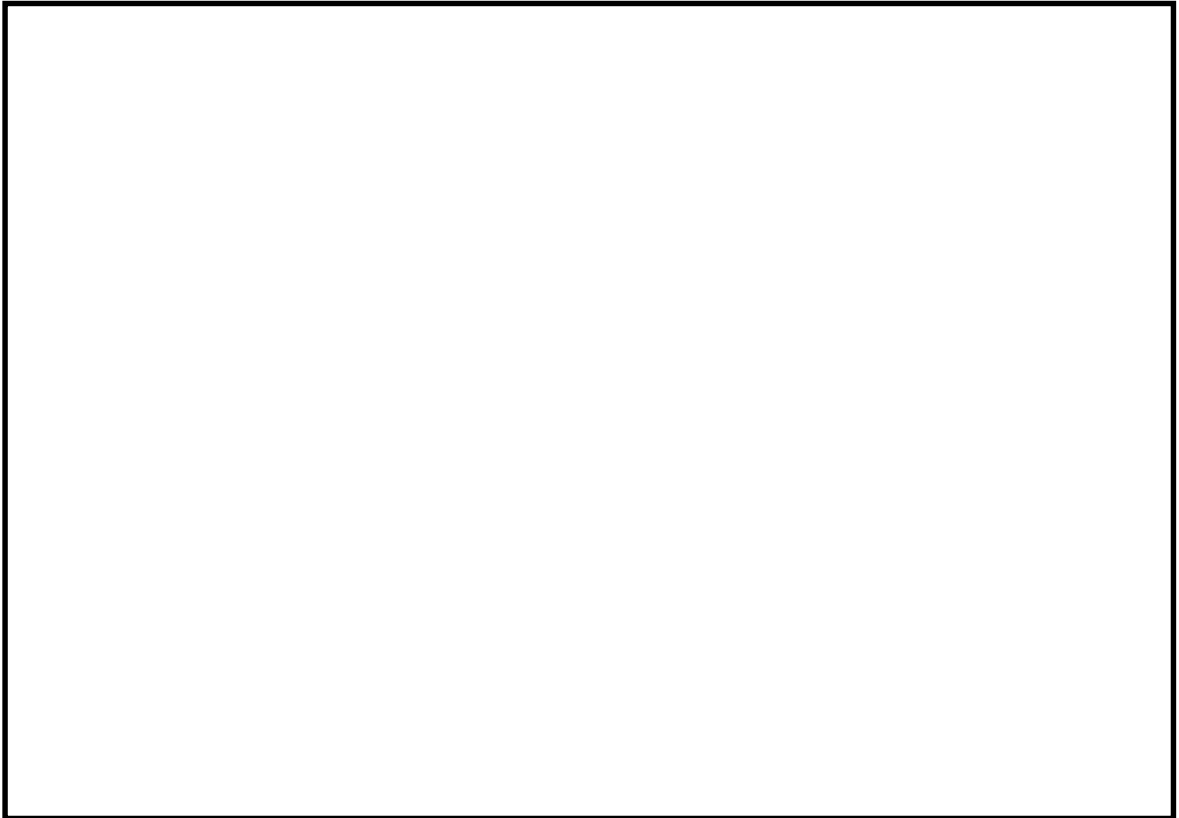
第 2.3.3-2 図 フィルタ装置配置図（屋外）





第2.3.3-3 図 格納容器フィルタベント系 配管ルート図（全体図）



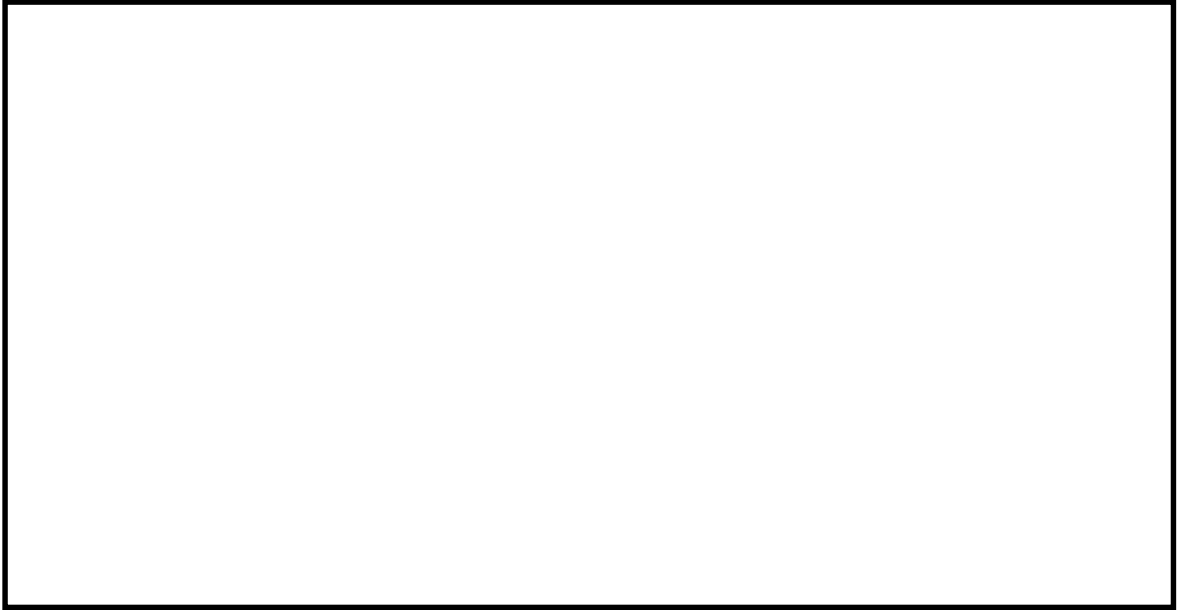


第 2.3.3-4 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (1/12)

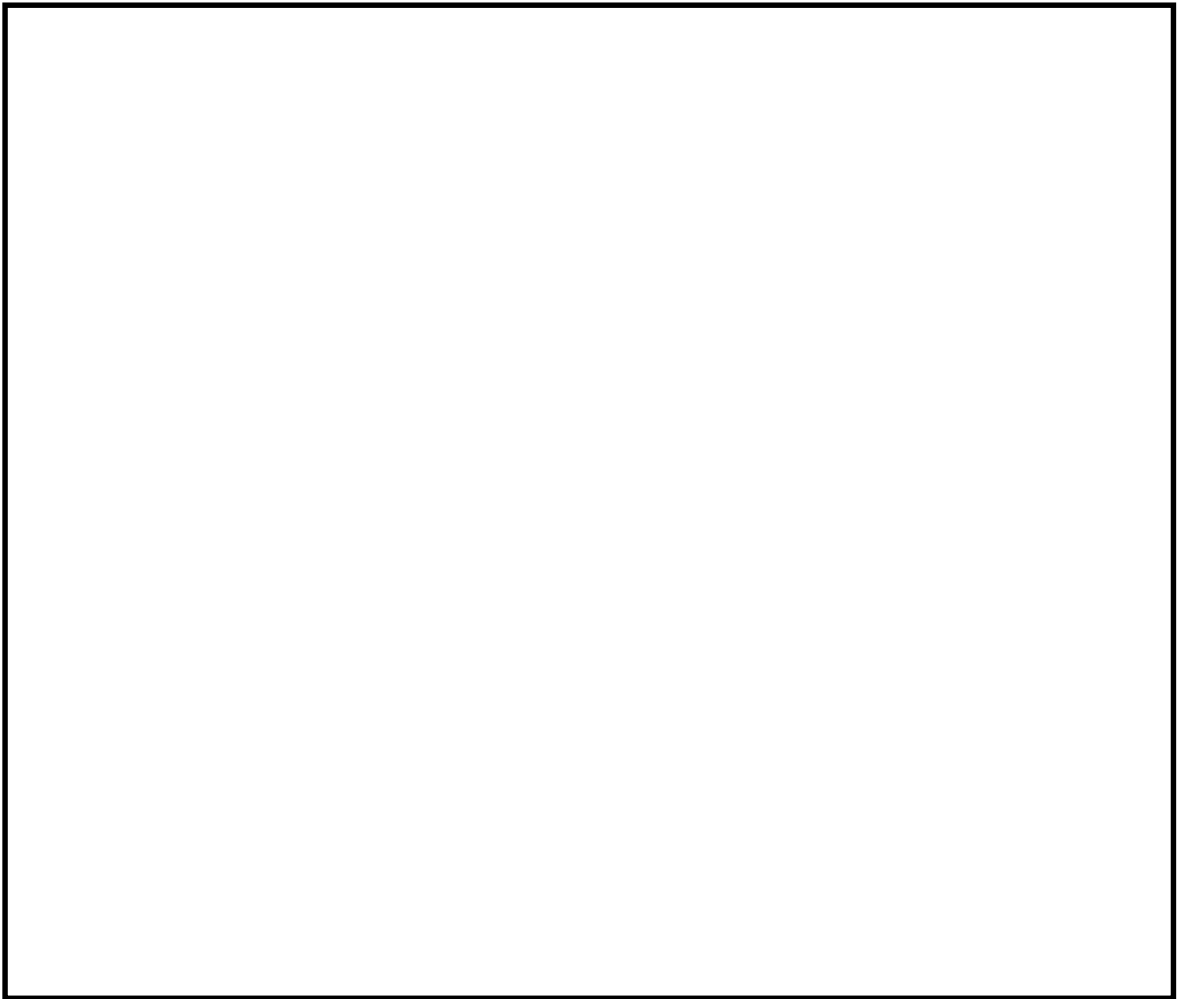


第 2.3.3-5 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (2/12)



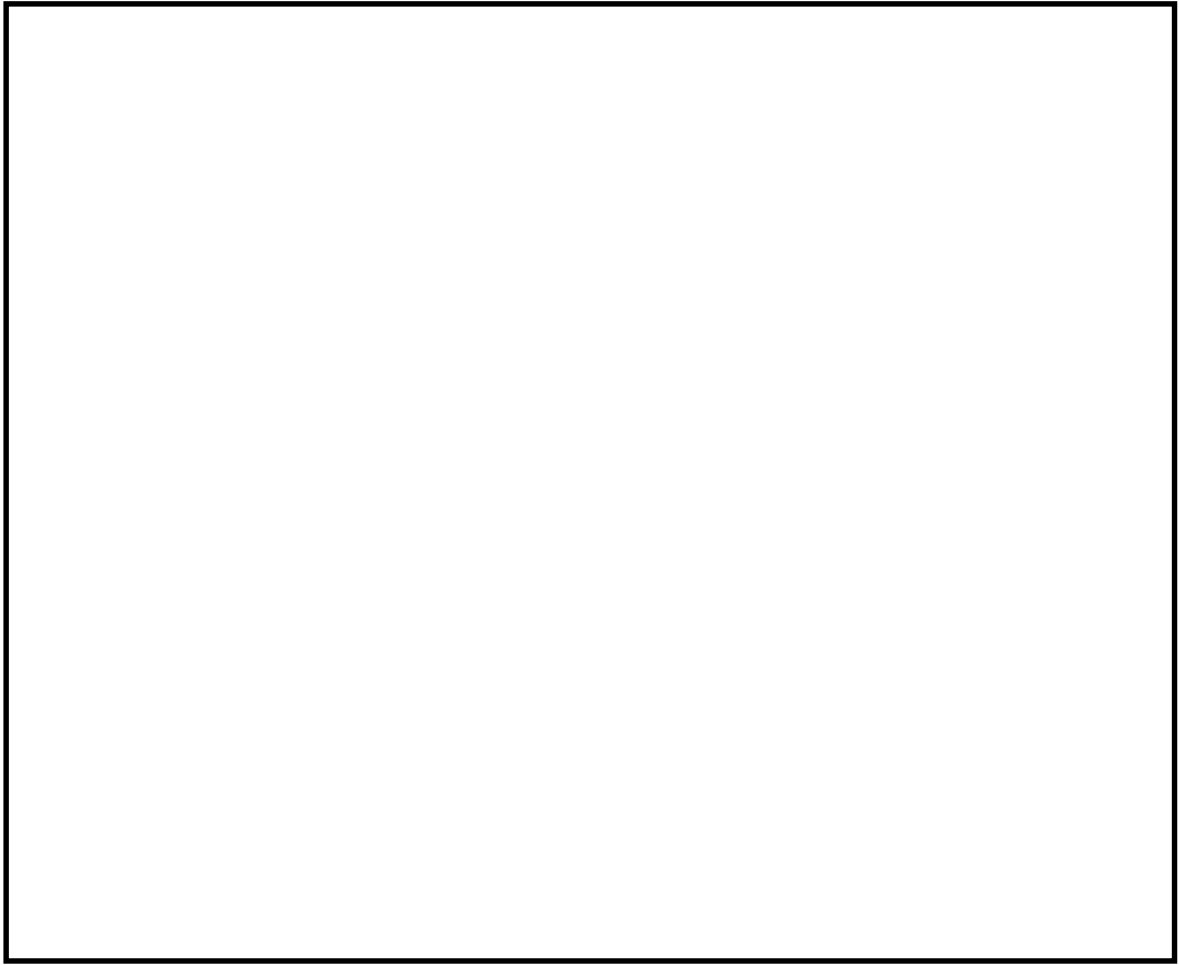


第 2. 3. 3-6 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (3/12)

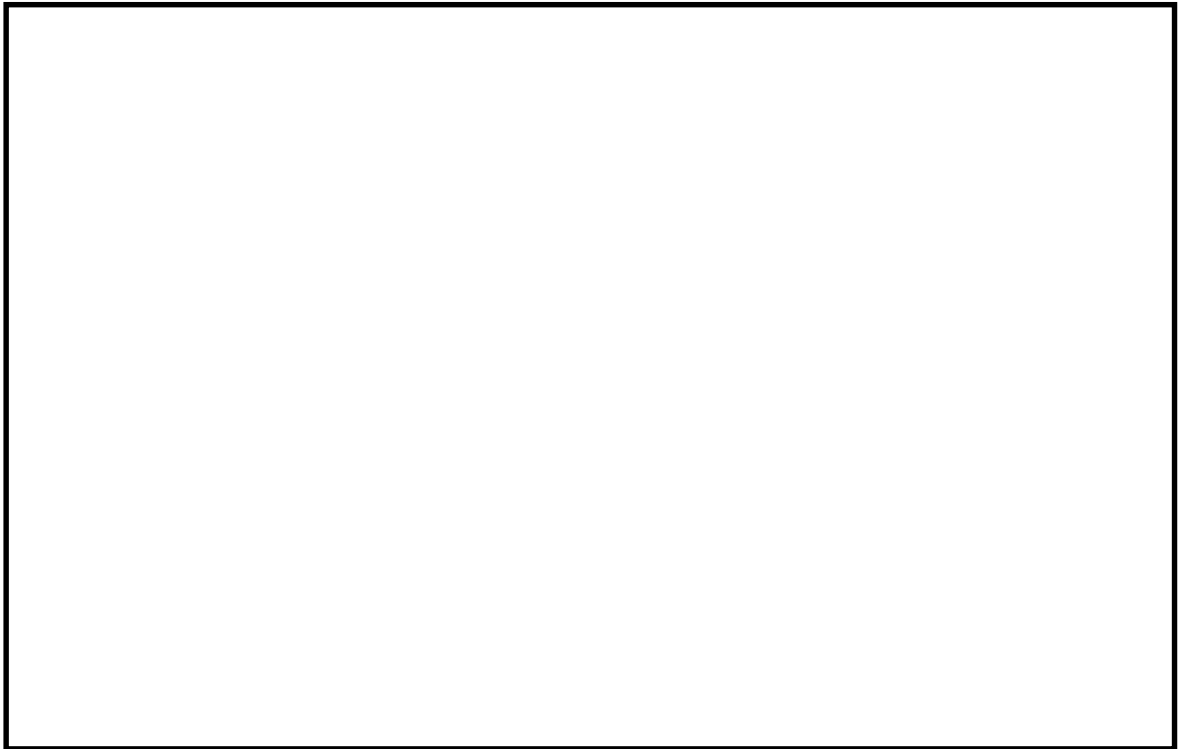


第 2. 3. 3-7 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (4/12)



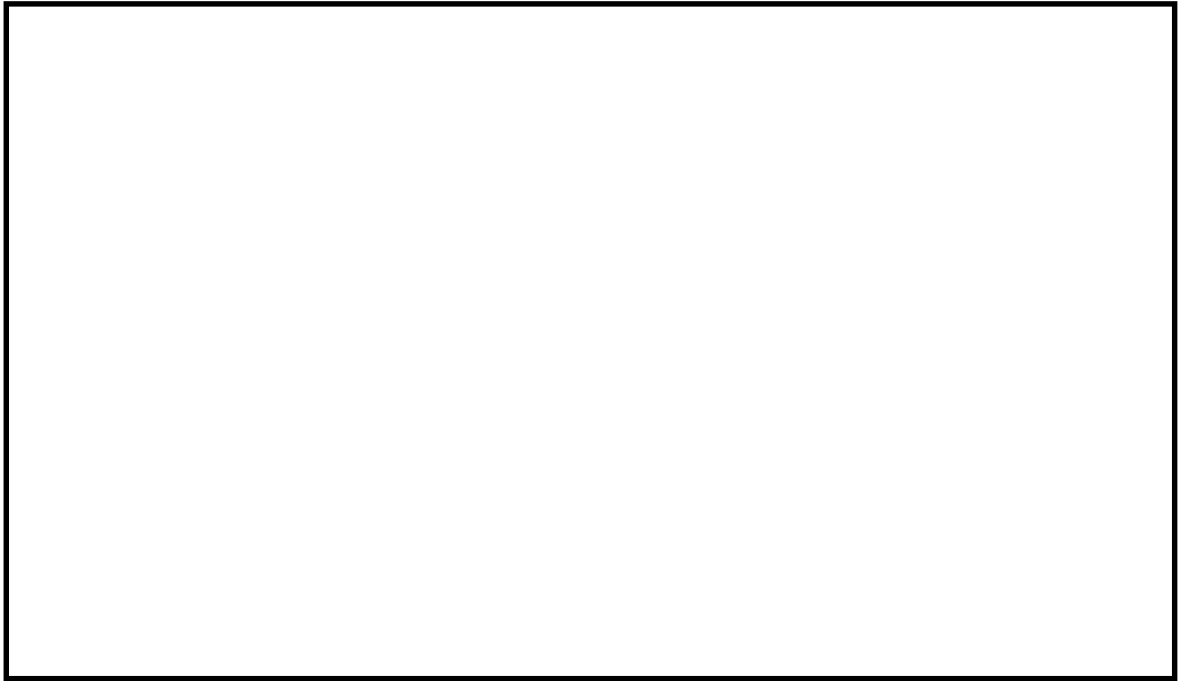


第 2.3.3-8 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (5/12)

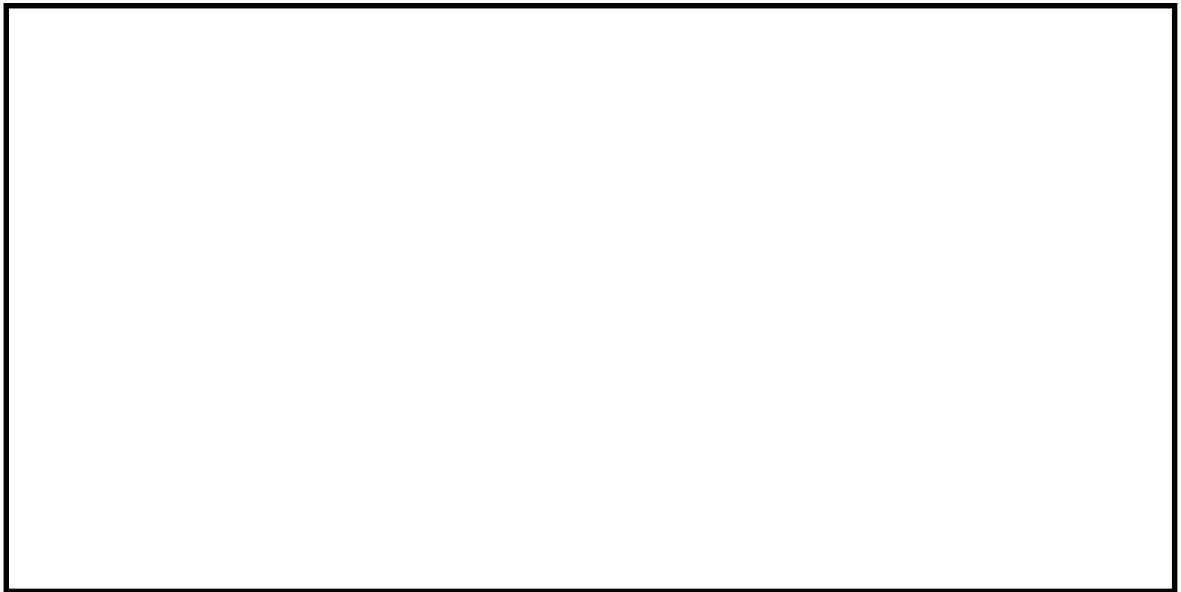


第 2.3.3-9 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (6/12)



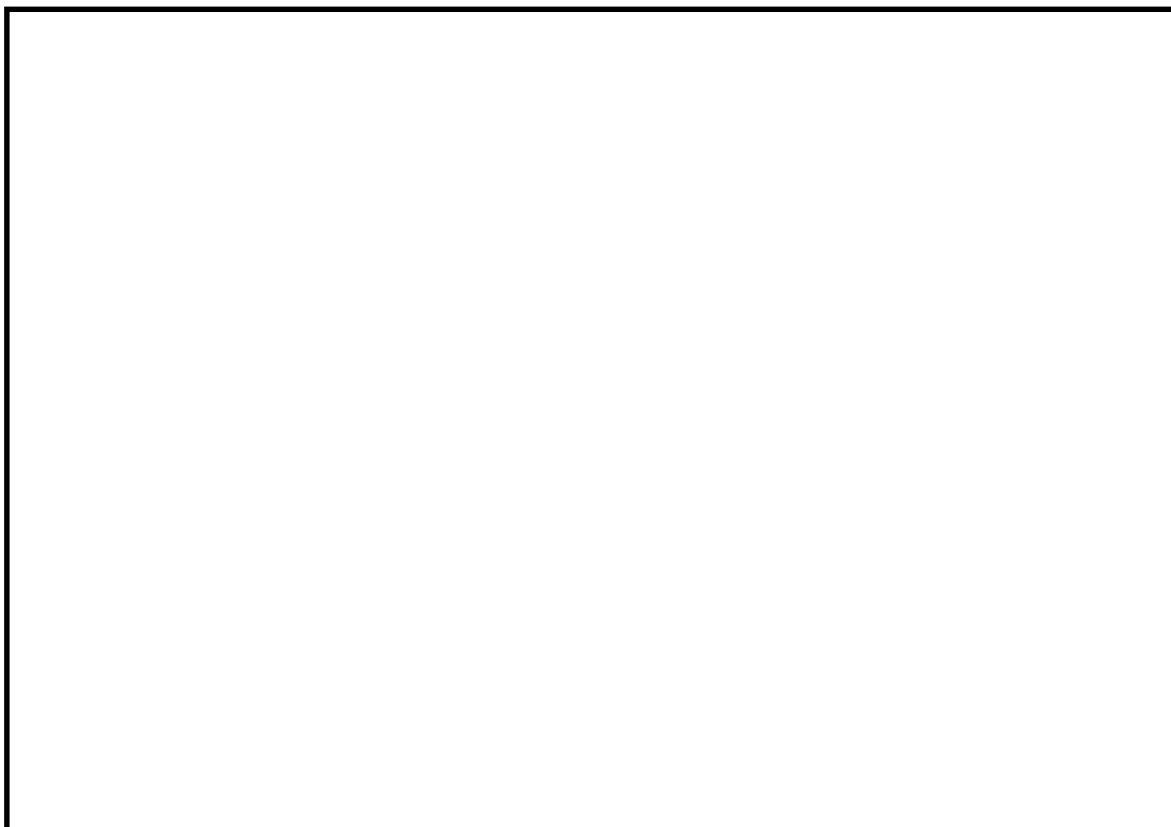


第 2.3.3-10 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (7/12)



第 2.3.3-11 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (8/12)





第 2.3.3-12 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (9/12)

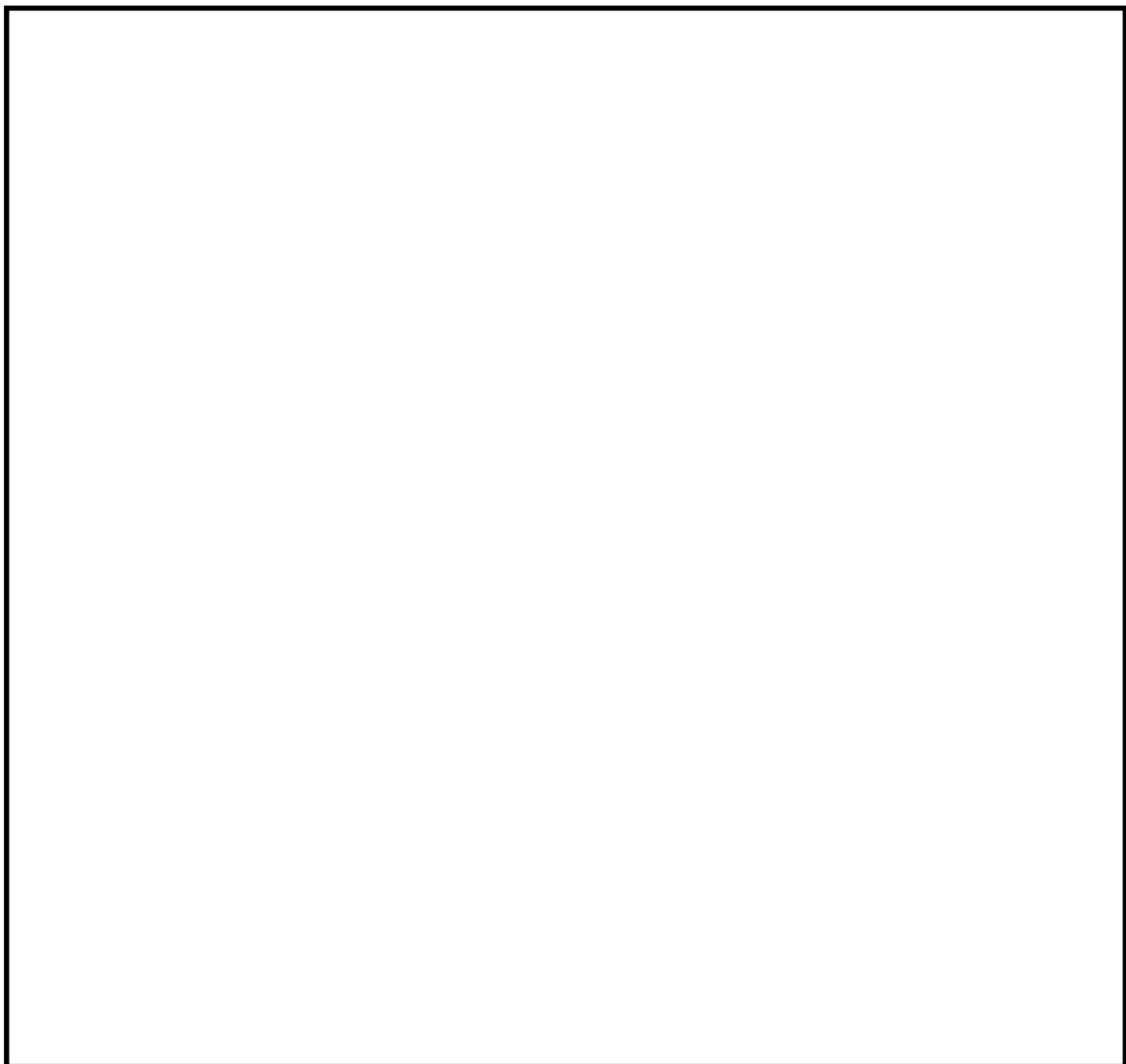


第 2.3.3-13 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (10/12)





第 2.3.3-14 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (11/12)



第 2.3.3-15 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (12/12)



## 2.4 付帯設備

### 2.4.1 計装設備

格納容器フィルタベント系の計装設備は、各運転状態において、設備の状態を適切に監視するため、水素濃度計、放射線モニタ、フィルタ装置周り計装設備にて構成する。

#### (1) 水素濃度計

水素濃度計は、ベント停止後の系統内の水素濃度が可燃限界以下に維持されていることを監視するため、フィルタ装置入口配管に設置する。

ベント停止（第一弁を閉止）後は、フィルタ装置入口配管に窒素を供給し、系統内に残留するガスを掃気することで、水素が可燃限界に至ることはない。また、フィルタ装置内の放射性物質を保持するスクラビング水より、放射線分解で発生する水素は、窒素供給することでフィルタ装置出口配管を通して掃気され、可燃限界に至ることはない。

水素濃度の計測は、窒素供給中及び窒素供給の停止中のいずれにおいても実施する。

水素濃度計の計測範囲は 0～100vol% とし、0～20vol% に切り替えて計測できるようにする。計測した水素濃度は中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計とする。

水素濃度計は、通常時には非常用母線より受電しているが、重大事故等時で非常用電源が喪失した場合には、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備から給電可能な構成とする。

水素濃度計の主要仕様を第 2.4.1-1 表に示す。



第 2.4.1-1 表 水素濃度計の仕様

種 類	熱伝導式水素濃度検出器
計測範囲	0～100vol%
個 数	2
使用電源	交流電源

(2) 放射線モニタ

放射線モニタは、大気へ放出する放射性物質濃度を監視する目的で、排気中の放射性物質からのγ線強度を計測するため、フィルタ装置出口配管近傍に設置する。

放射線モニタの計測範囲はフィルタ使用時に想定される排気中の放射性物質がフィルタ装置出口配管に内包された時の最大の放射線量率を計測できる範囲として、炉心損傷している場合は $10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$ （高レンジ用）を、炉心損傷していない場合は $10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$ （低レンジ用）を計測範囲としている。計測した放射線量率は中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計とする。

放射線モニタは、通常時には非常用母線より受電しているが、重大事故等時で非常用電源が喪失した場合には、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備に加え、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備から給電可能な構成とする。

放射線モニタの主要仕様を第 2.4.1-2 表に示す。（別紙 7）



第 2.4.1-2 表 放射線モニタの仕様

	高レンジ用	低レンジ用
種 類	イオンチェンバ式 放射線検出器	イオンチェンバ式 放射線検出器
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$
個 数	2	1
使用電源	直流電源	直流電源

(3) フィルタ装置周り計装設備

系統待機，系統運転，事故収束の各状態において，フィルタ装置の水位，圧力及び温度並びにスクラビング水 pH を監視するため，容器周辺に水位計，圧力計，温度計及び pH 計を設置し，中央制御室，緊急時対策所及び一部現場において監視できる設計とする。

フィルタ装置周りの計装設備のうち水位計，圧力計及び温度計は，通常時には非常用母線より受電しているが，重大事故等時で非常用電源が喪失した場合には，常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備に加え，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備から給電可能な構成とする。また，pH 計は，通常時には非常用母線より受電しているが，重大事故等時で非常用電源が喪失した場合には，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備から給電可能な構成とする。

(4) 各状態における監視の目的

a. 系統待機状態

格納容器フィルタベント系の待機時の状態を，以下のとおり確認する設計としている。



(a) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認

フィルタ装置水位計にて、水位（スクラビング水の水位）が、待機時の設定範囲内  にあることを監視することで、要求される放射性物質除去性能が発揮できることを確認する。

系統待機時における水位の範囲は、ベント時のスクラビング水の水位変動を考慮してもフィルタ装置の放射性物質除去性能を維持し、ベント開始後 24 時間は水補給が不要となるよう設定している。

(b) 系統不活性状態の確認

フィルタ装置排気ライン圧力計にて、封入した窒素圧力   を継続監視することによって、系統内の不活性状態を確認する。

b. 系統運転状態

格納容器フィルタベント系の運転時の状態を、以下のとおり確認する設計としている。

(a) 格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認

フィルタ装置圧力計にて、ベント開始により圧力が上昇し、ベント継続により格納容器の圧力に追従して圧力が低下傾向を示すことで、格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることを確認する。

また、フィルタ装置スクラビング水温度計にて、ベント開始により待機状態から温度が上昇することを監視することで、格納容器のガスがフィルタ装置に導かれていることを確認する。

(b) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認

フィルタ装置水位計にて、水位（スクラビング水の水位）が、ベント後の下限水位から上限水位の範囲内  にあることを監視することで、要求される放射性物質除去性能が維持で



きることを確認する。

ベント後における下限水位については、ベンチュリノズルが水没していることを確認するため、上限水位については、金属フィルタの性能に影響がないことを確認するためにそれぞれ設定する。

(c) 放出されるベントガスの放射性物質濃度の確認

フィルタ装置出口放射線モニタにて、フィルタ装置出口を通過するガスに含まれる放射性物質からの $\gamma$ 線強度を計測することで、フィルタ装置出口配管より放出される放射性物質濃度を評価する。

c. 事故収束状態

格納容器フィルタベント系の事故収束時の状態を以下のとおり確認する設計としている。

(a) 格納容器フィルタベント系の水素濃度の確認

フィルタ装置入口水素濃度計にて系統内に水素が滞留し、可燃限界に至っていないことを確認する。

(b) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認

フィルタ装置水位計にて、水位（スクラビング水の水位）が、ベント後の下限水位から上限水位の範囲内  にあることを監視することで、要求される放射性物質の保持機能が維持できることを確認する。

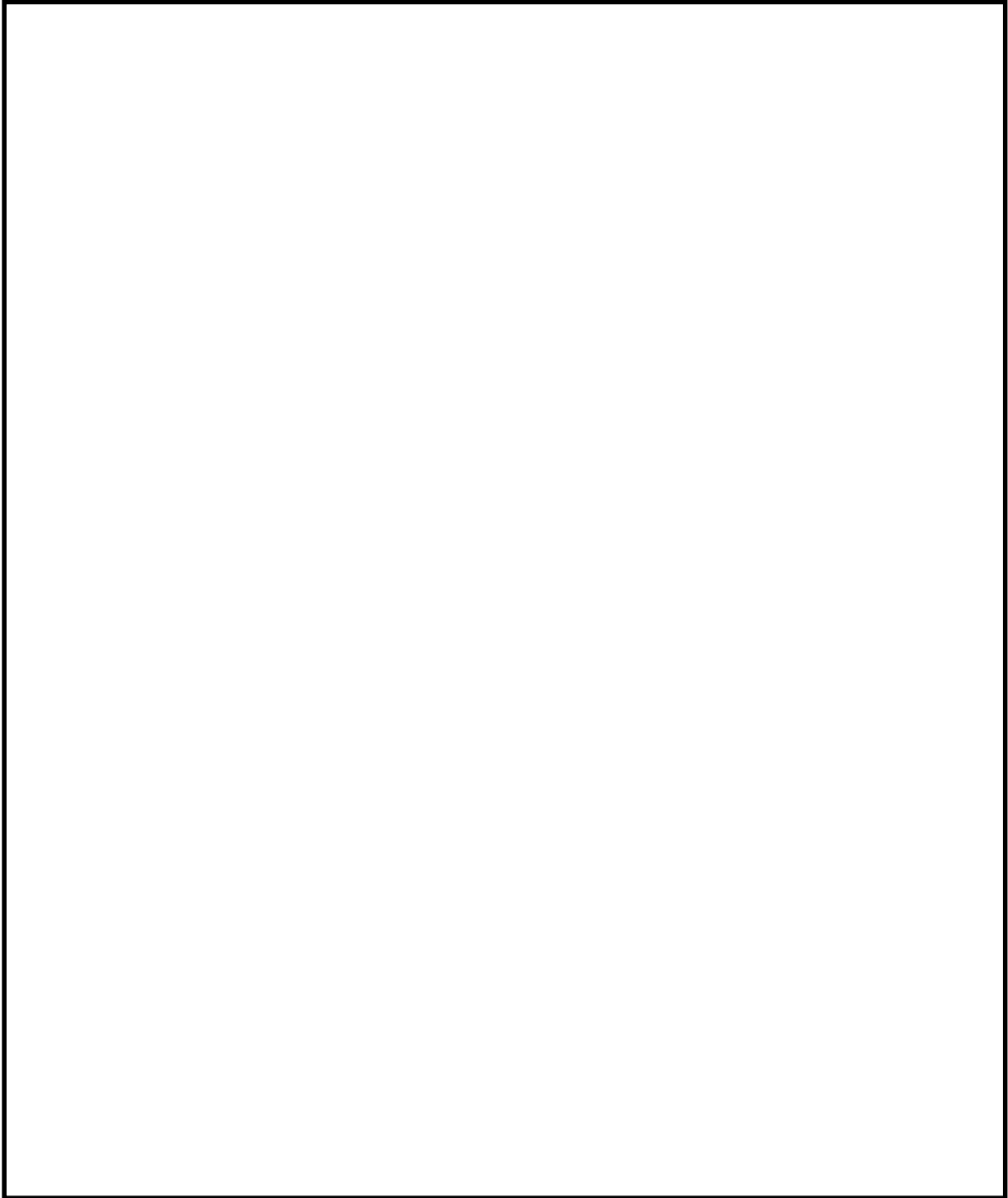
(c) 放出されるベントガスの放射性物質濃度の確認

フィルタ装置出口放射線モニタにて、 $\gamma$ 線強度を計測することで、フィルタ装置に保持した放射性物質が再浮遊していないことを確認する。



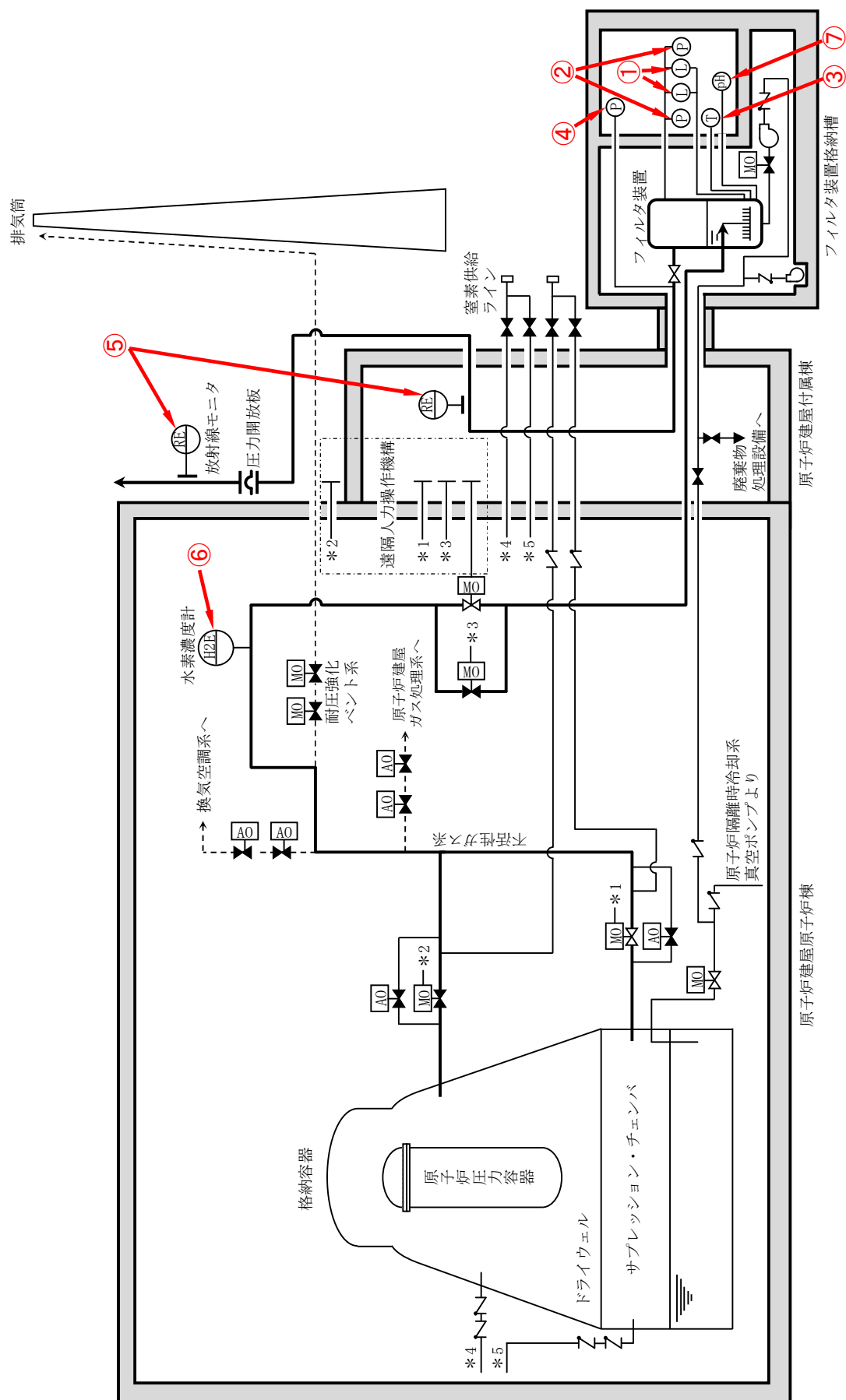
(5) 計装設備の仕様

フィルタ装置の水位について第 2.4.1-1 図に，計装設備の概略構成図を第 2.4.1-2 図に，主要仕様を第 2.4.1-3 表に示す。



第 2.4.1-1 図 フィルタ装置水位





第 2.4.1-2 図 格納容器フィルターベント系 計装設備概略構成図



第 2.4.1-3 表 計装設備主要仕様

監視パラメータ※ <sup>1</sup>	設置目的	計測範囲※ <sup>2</sup>	計測範囲の根拠※ <sup>2</sup>	検出器 個数	監視場所
①フィルタ装置水位	フィルタ装置 性能維持のた めの水位監視	180～5,500mm		2	中央制 御 室,緊急時 対策所
				1※ <sup>3</sup>	現場
②フィルタ装置圧力	系統運転中に 格納容器雰囲 気ガスがフィ ルタ装置に導 かれているこ との確認	0～1.0MPa [gage]	系統の最高使用圧 力(620kPa[gage]) を監視できる範囲	1	中央制 御 室,緊急時 対策所
				1※ <sup>3</sup>	現場
③フィルタ装置スク ラビング水温度	フィルタ装置 の温度監視	0～300℃	系統の最高使用温 度(200℃)を監視 できる範囲	1	中央制 御 室,緊急時 対策所
④フィルタ装置排気 ライン圧力※ <sup>3</sup>	系統待機時の 窒素封入によ る不活性状態 の確認	0～100kPa [gage]		1	中央制 御 室,緊急時 対策所
⑤フィルタ装置出口 放射線モニタ (高 レンジ・低レンジ)	系統運転中に 放出される放 射性物質濃度 の確認	高レンジ : 10 <sup>-2</sup> ～10 <sup>5</sup> Sv/h 低レンジ : 10 <sup>-3</sup> ～10 <sup>4</sup> mSv/h	想定される放射性 物質がフィルタ装 置出口配管に内包 された時の最大の 放射線量率を計測 できる範囲	高レンジ : 2 低レンジ : 1	中央制 御 室,緊急時 対策所
⑥フィルタ装置入口 水素濃度	事故収束時の 系統内の水素 濃度の確認	0～100vol%	想定される水素濃 度の変動範囲を計 測できる範囲	2	中央制 御 室,緊急時 対策所
⑦フィルタ装置スク ラビング水 pH※ <sup>3</sup>	フィルタ装置 性能維持のた めの pH 監視	pH0～14	想定される pH の 変動範囲を計測 できる範囲	1	中央制 御 室,緊急時 対策所

※<sup>1</sup> 監視パラメータの数字は第 2.4.1-2 図の○数字に対応する。

※<sup>2</sup> 計測範囲及び計測範囲の根拠に記載の数値は現状の計画値

※<sup>3</sup> 自主対策設備



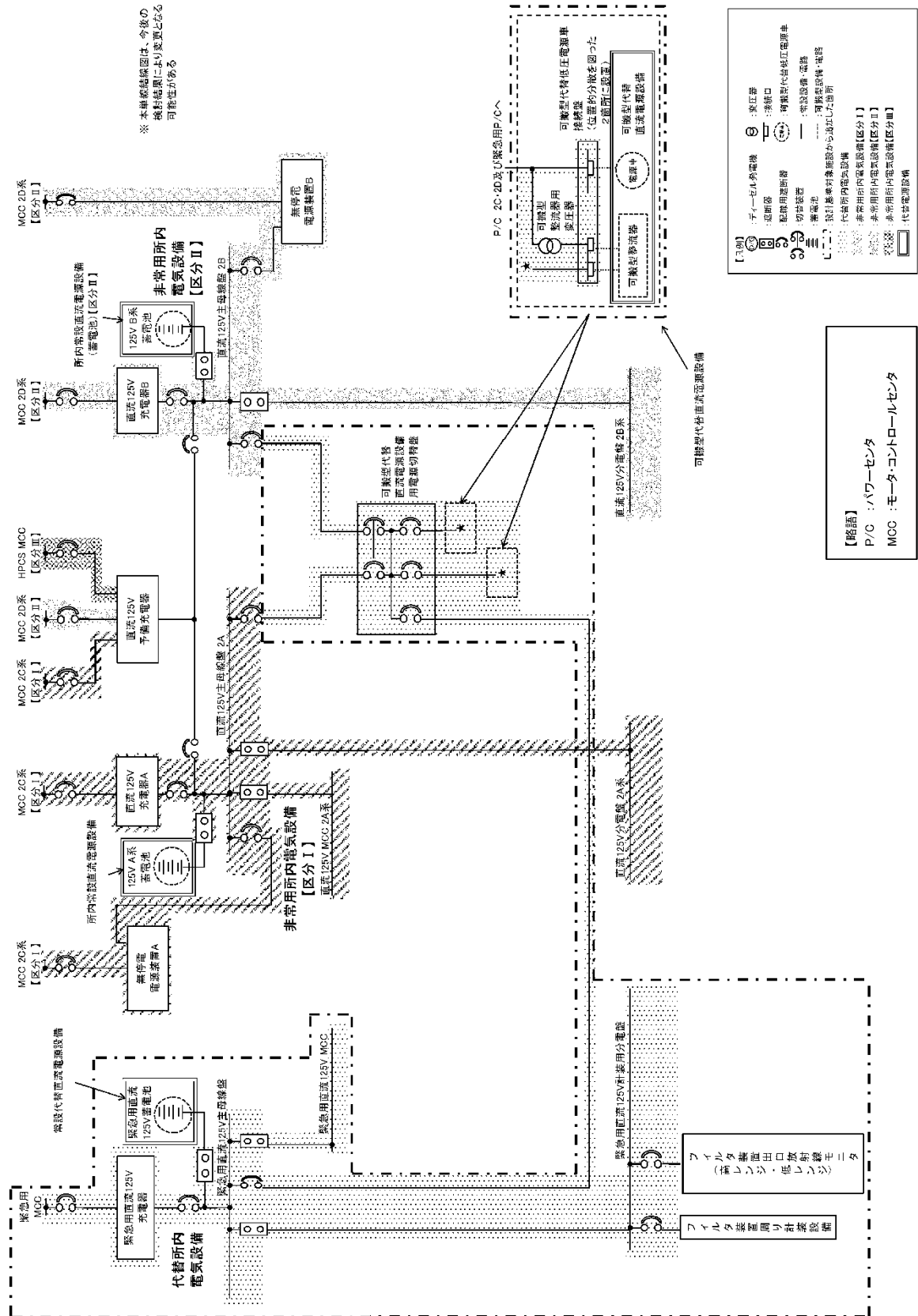
#### 2.4.2 電源設備

ベントガスの流路となる配管に設置される電動駆動弁及び計装設備については、通常時には非常用母線より受電しているが、重大事故時等で非常用母線が喪失した場合には、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備から給電可能な構成とする。電源構成図を第 2.4.2-1 図及び第 2.4.2-2 図に示す。（別紙 8）









第 2.4.2-2 図 格納容器フィルタベント系 電源構成図（直流）



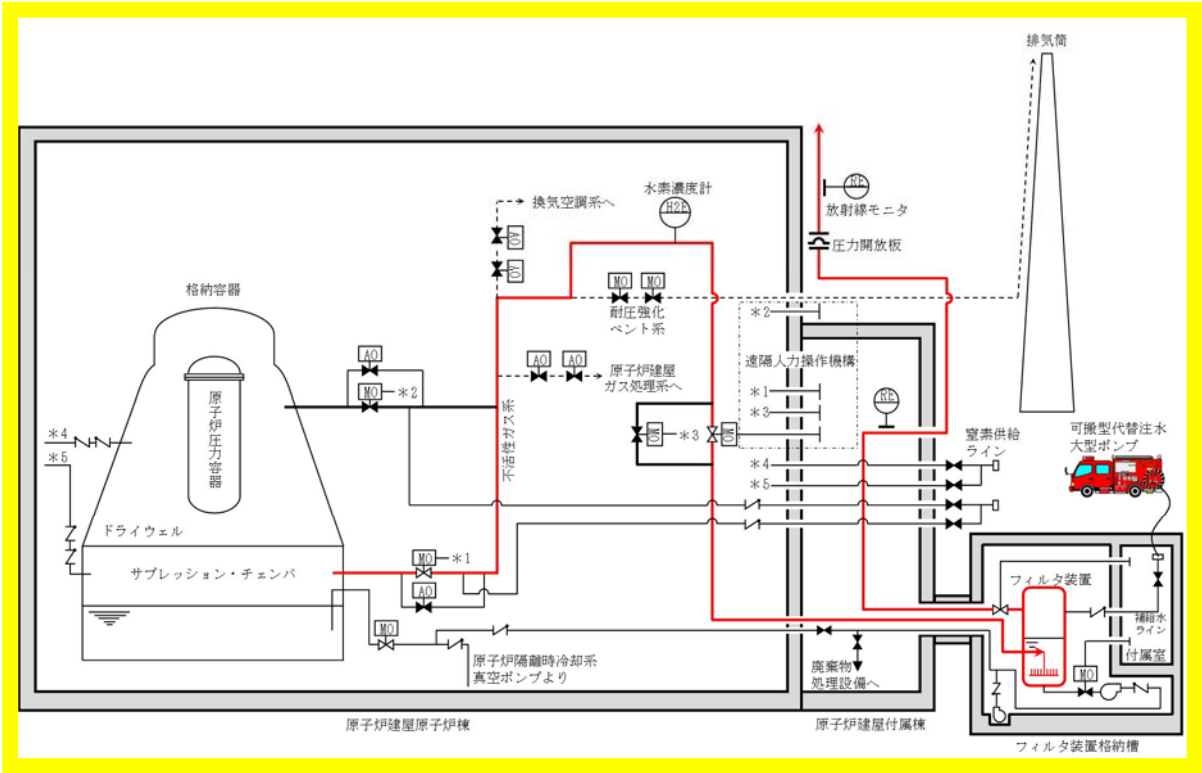
2.4.3 給水設備

系統待機状態において、フィルタ装置はスクラビング水を貯留している状態であるが、重大事故時においてフィルタ装置を使用した場合、保持した放射性物質の崩壊熱によりスクラビング水が蒸発し、水位が低下する。このような状況に備え、フィルタ装置には格納槽に設ける遮蔽外から給水できるように接続口を設け、可搬型代替注水大型ポンプ車等からの給水を可能とする設計としている。

給水配管の仕様を第 2.4.3-1 表に、概要を第 2.4.3-1 図に示す。

第 2.4.3-1 表 給水配管仕様

口 径	25A
材 質	ステンレス鋼 (SUS316LTP)



第 2.4.3-1 図 給水設備概要図



#### 2.4.4 窒素供給設備

ベント終了後、ベントガスに含まれる水素及びスクラビング水の放射線分解によって発生する水素により系統内の水素濃度が上昇する可能性があるため、窒素を供給し、系統内の水素濃度が可燃限界を超えないように希釈、掃気するために、窒素供給設備を設置する。

窒素の供給は、可搬型の窒素供給装置により行う。系統の隔離弁（第一弁）の下流配管から供給ラインを分岐し、原子炉建屋外に接続口を設け、可搬型の窒素供給装置を可搬ホースにて接続する。

可搬型の窒素供給装置の仕様を第 2.4.4-1 表に、窒素供給配管の仕様を第 2.4.4-2 表に、窒素供給設備の概要を第 2.4.4-1 図に、窒素供給装置の構成概略を第 2.4.4-2 図に示す。

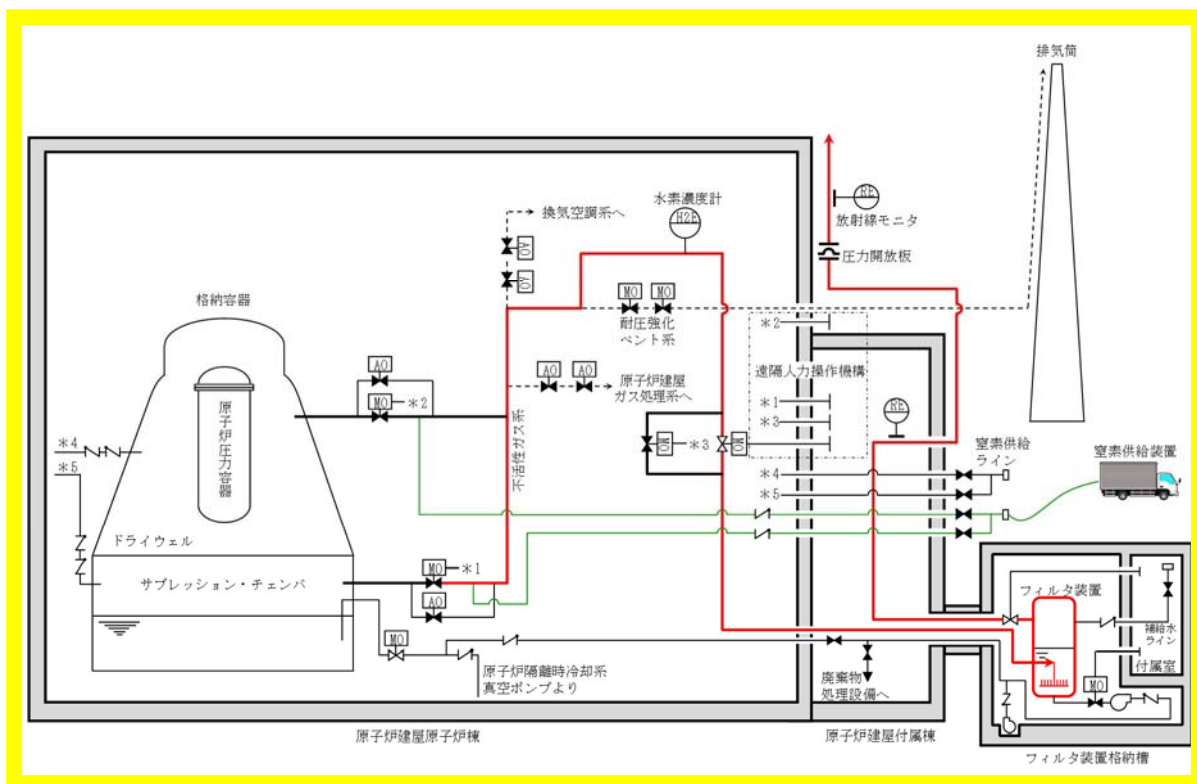
第 2.4.4-1 表 窒素供給装置仕様

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%
供給圧力	約 0.5MPa [gage]
個 数	1（予備 1）

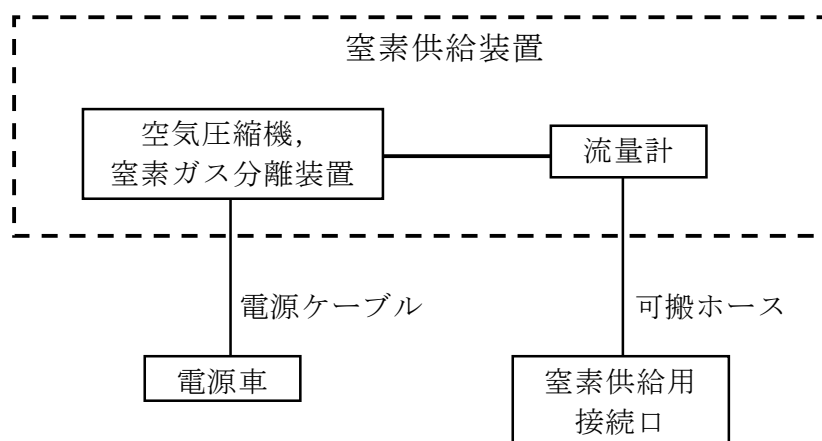
第 2.4.4-2 表 窒素供給配管仕様

口 径	50A
材 質	炭素鋼（STPT410）





第 2. 4. 4-1 図 窒素供給設備概要図



第 2. 4. 4-2 図 窒素供給装置構成概略



#### 2.4.5 排水設備

フィルタ装置の水位調整，ベント停止後の放射性物質を含んだスクラビング水の格納容器（サプレッション・チェンバ）への移送若しくは万一，放射性物質を含むスクラビング水が格納槽に漏えいした場合に，漏えい水を格納容器（サプレッション・チェンバ）へ移送のため，排水設備を設置する。

排水設備の仕様を第2.4.5-1表に，排水設備の概要を第2.4.5-1図に示す。

第2.4.5-1表 排水設備仕様（計画中）

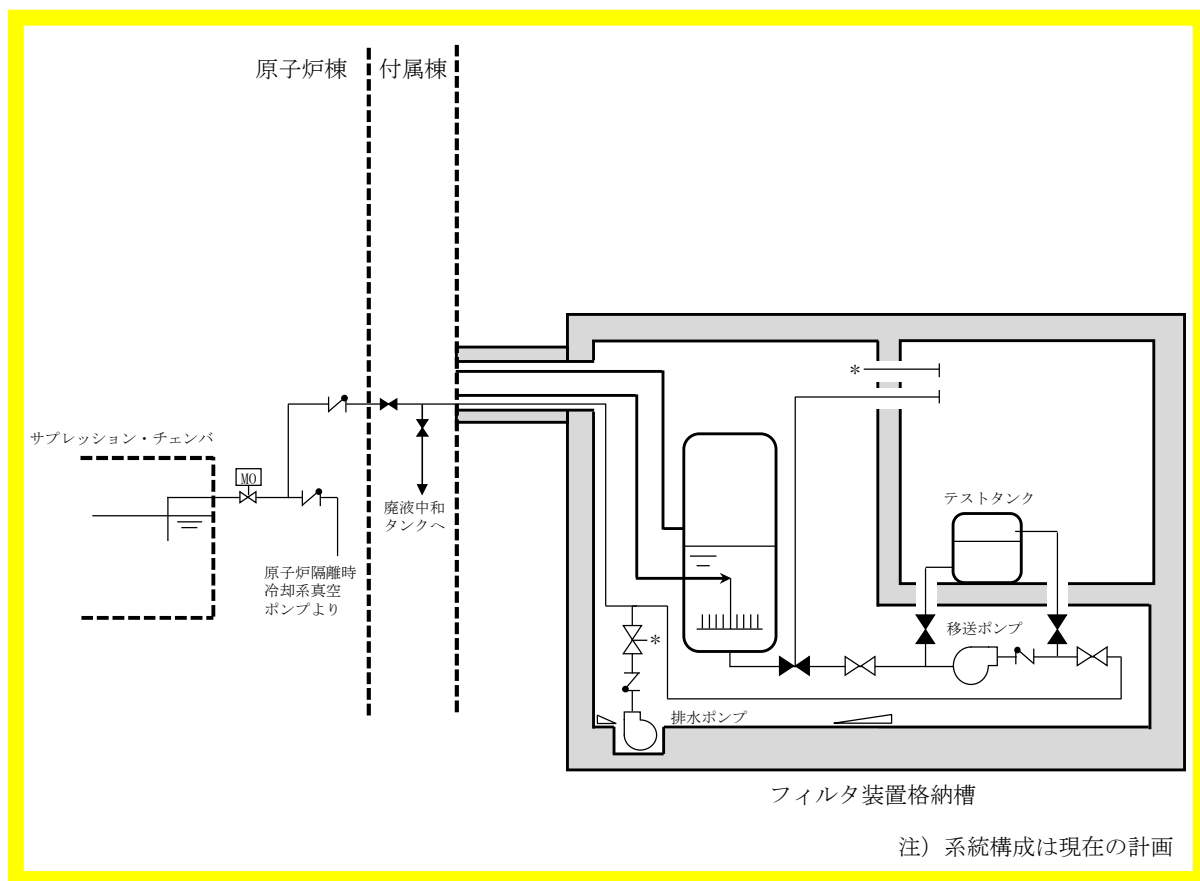
##### (1) 配管

口 径	50A
材 質	ステンレス鋼（SUS316LTP）

##### (2) ポンプ

	移送ポンプ	排水ポンプ
型 式	キャンドポンプ	水中ポンプ
定格流量	10m <sup>3</sup> /h	10m <sup>3</sup> /h
定格揚程	40m	40m
個 数	1	1
駆動方式	電動駆動（交流）	電動駆動（交流）





第 2.4.5-1 図 排水設備概要図



### 3. フィルタ性能

#### 3.1 フィルタ装置による放射性物質の除去原理

##### 3.1.1 エアロゾルの除去原理

エアロゾルの除去原理は、一般にフィルタ媒体（ベンチュリスクラバの場合は水滴、金属フィルタの場合は金属繊維）の種類によらず、主に以下の3つの効果の重ね合わせとして記述できる。

- ・ さえぎり効果（Interception）：粒径が大きい場合に有効
- ・ 拡散効果（Diffusion）：流速が遅い場合、粒径が小さい場合に有効
- ・ 慣性衝突効果（Inertia effect）：流速が早い場合、粒径が大きい場合に有効

(1)～(3)に、それぞれの除去効果についてその特性を記載する。これらの除去原理はフィルタ媒体が水滴でも金属繊維でも作用するが、フィルタの種類や系統条件により効果的に除去できる粒径、流速の範囲が異なることから、幅広い粒径、流速のエアロゾルを除去するためには異なる種類のフィルタを組み合わせることが有効である。

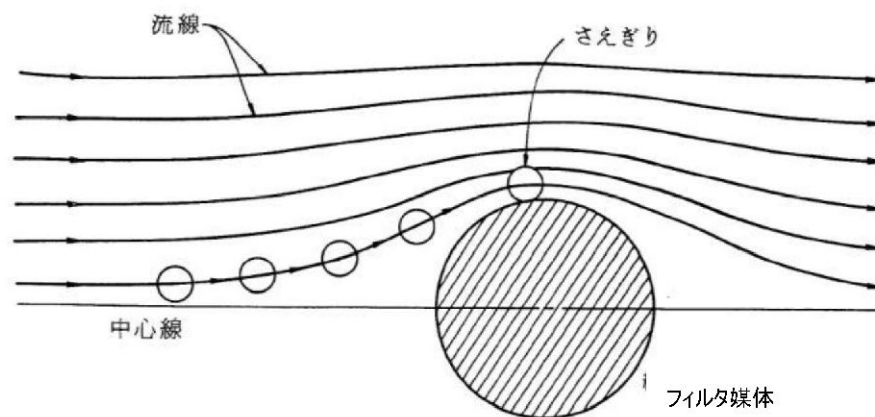
(4)，(5)に、ベンチュリスクラバ及び金属フィルタにおけるエアロゾルの除去原理を示す。



(1) さえぎり効果

さえぎりによるエアロゾルの捕集は、第 3.1.1-1 図に示すように、エアロゾルが流線にそって運動している場合に、フィルタ媒体表面から 1 粒子半径以内にエアロゾルが達したときに起こる。

エアロゾル粒径が大きい場合、より遠くの流線に乗っていた場合でもフィルタ媒体と接触することが可能であるため、さえぎりによる除去効果は、エアロゾル粒径が大きい程大きくなる傾向にある。



出典：W. C. ハインズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

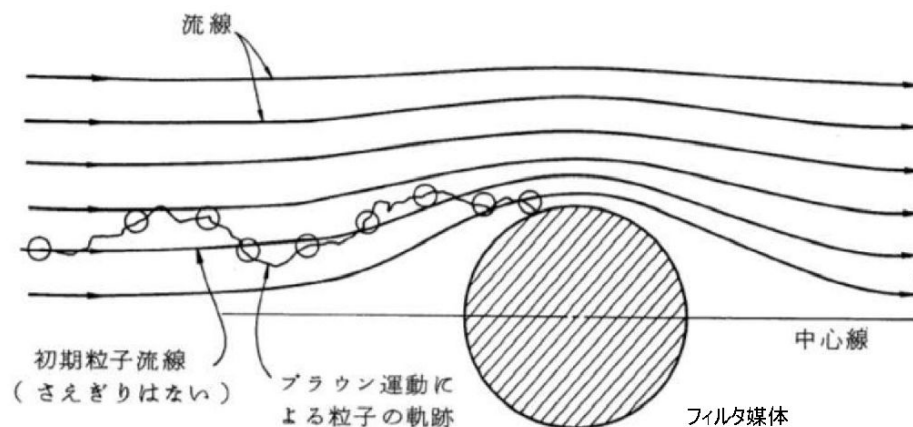
第 3.1.1-1 図 さえぎりによる捕集



## (2) 拡散効果

拡散によるエアロゾルの捕集は、第 3.1.1-2 図に示すように、エアロゾルがフィルタ媒体をさえぎらない流線上を移動しているときでも、フィルタ媒体近傍を通過する際に、ブラウン運動によってフィルタ媒体に衝突することで起こる。

エアロゾル粒径が小さい場合、ブラウン運動による拡散の度合いが大きくなるため、拡散による除去効果は、エアロゾル粒径が小さい程大きくなる傾向にある。また、フィルタ媒体の近傍にエアロゾルが滞在する時間が長い程ブラウン運動によりフィルタ媒体に衝突する可能性が高まるため、流速が遅い程大きくなる傾向にある。



出典：W. C. ハインズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

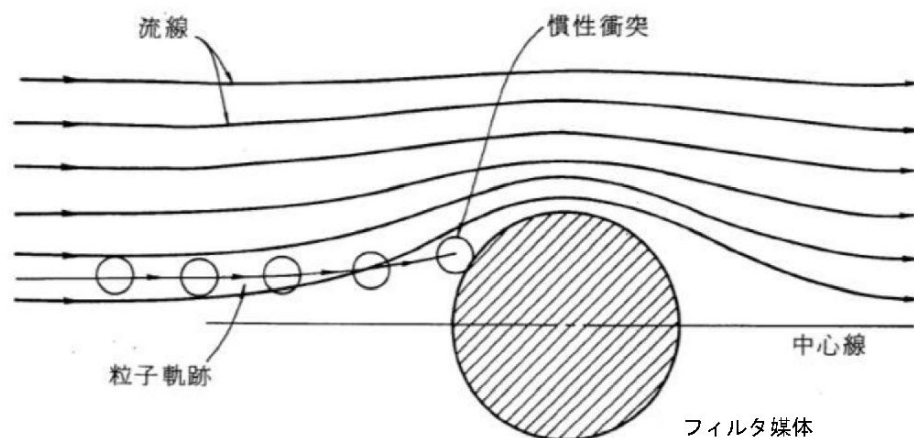
第 3.1.1-2 図 拡散による捕集



### (3) 慣性衝突効果

慣性衝突によるエアロゾルの捕集は、第 3.1.1-3 図に示すように、エアロゾルがその慣性のために、フィルタ媒体の近傍で急に変化する流線に対応することができず、流線を横切ってフィルタ媒体に衝突するときに起こる。

エアロゾル粒径が大きい場合、**若しくは**、エアロゾルの流れが早い場合にエアロゾルの慣性が大きくなり、フィルタ媒体と衝突する可能性が高まるため、慣性衝突による除去効果はエアロゾル粒径が大きい程大きく、流速が早い程大きくなる傾向がある。



出典：W. C. ハインズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

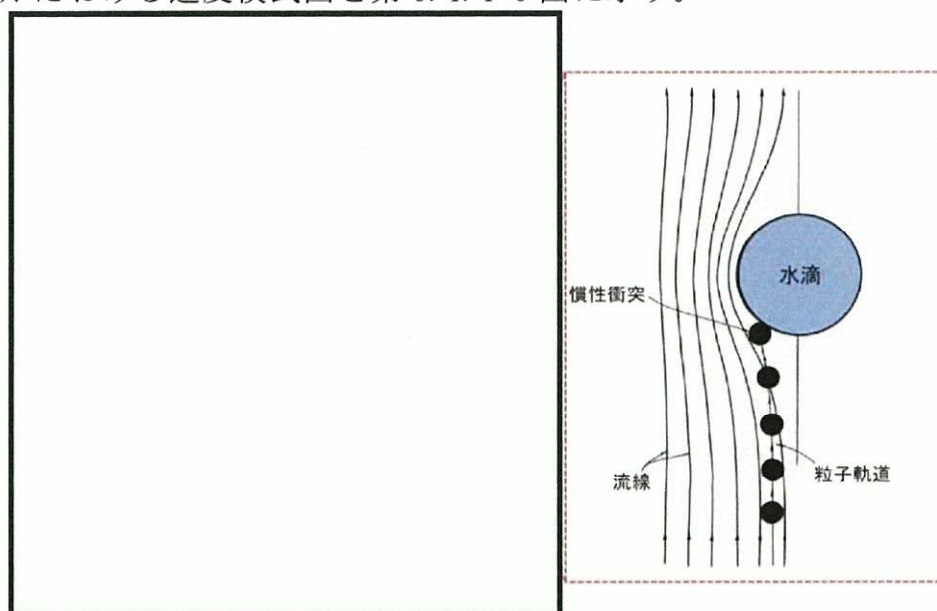
第 3.1.1-3 図 慣性衝突による捕集



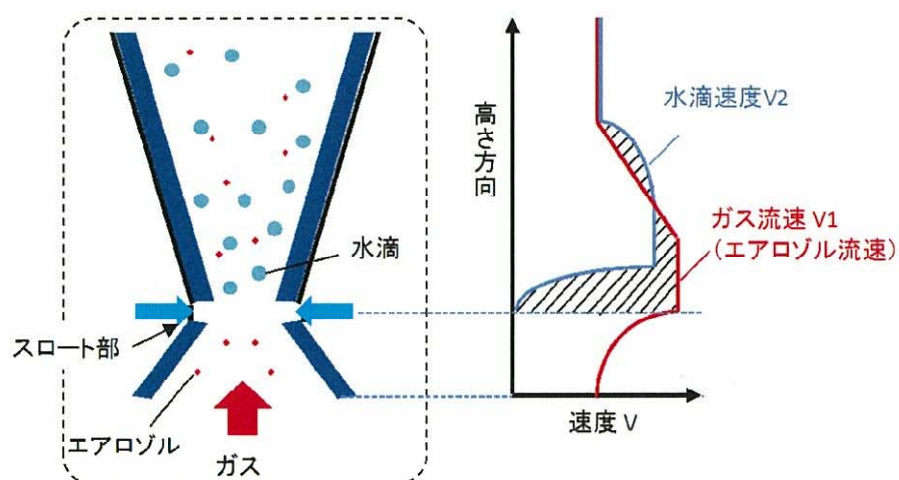
(4) ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの除去原理

ベンチュリスクラバは、断面積の小さいベンチュリノズルのスロート部にベントガスを通し、ガス流速を大きくすることで発生する負圧によって、ガス中にスクラビング水を噴霧（いわゆる霧吹き）し、微小水滴にすることでエアロゾルが水と接触する面積を大きくすることにより、効果的にエアロゾルを水滴に捕集する。

ベンチュリノズルにおける除去原理を第 3. 1. 1-4 図に、ベンチュリノズルにおける速度模式図を第 3. 1. 1-5 図に示す。



第 3. 1. 1-4 図 ベンチュリノズルにおける除去原理



第 3. 1. 1-5 図 ベンチュリノズルにおける速度模式図



第 3.1.1-5 図に示すとおり，ベンチュリスクラバはガス流速  $V_1$  と水滴速度  $V_2$  が異なることで，ガス中のエアロゾルが水滴に衝突し水滴に付着する現象を利用していることから，慣性衝突による除去が支配的と考えられる。慣性衝突効果では「ガス流速」と「粒径」が主な影響因子である。



<補足>

- ①ベンチュリノズル下方よりベントガスが流入する。
- ②ベンチュリノズルのスロート部（絞り機構）によってベントガスの流速が加速される。
- ③ガス流速を大きくすることで発生する負圧によりスクラビング水が吸入され，ガス流中に水滴を噴霧（いわゆる霧吹き）する。
- ④噴霧によって，微小水滴にすることでエアロゾルが水と接触する面積が大きくなり，エアロゾルがフィルタ媒体と衝突し，ベントガスから捕集される。
- ⑤ベンチュリノズルの出口に設置した板によってベントガス及び水滴の方向が変わり，エアロゾルはスクラビング水に保持される。



第 3.1.1-6 図 ベンチュリスクラバにおける除去原理の補足図

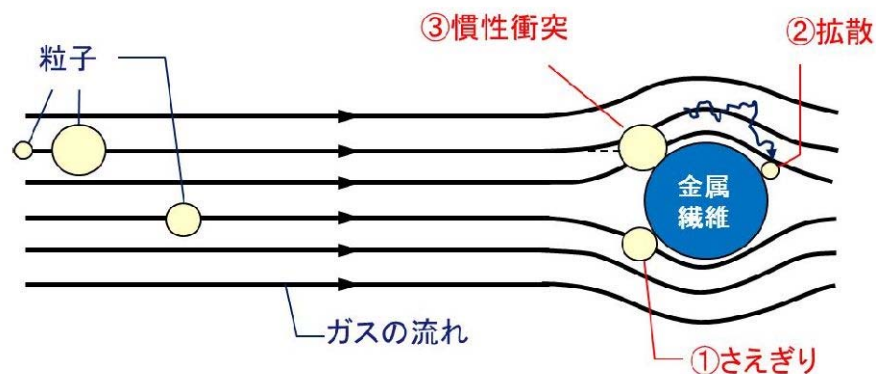


(5) 金属フィルタにおけるエアロゾルの除去原理

金属フィルタは、ベンチュリスクラバの後段に設置され、より粒径の小さいエアロゾルを除去する。

金属フィルタの除去原理は、第 3.1.1-7 図に示すように、さえぎり、拡散、慣性衝突効果の重ね合わせにより、エアロゾルを金属繊維表面に付着させ捕集する。さえぎり、拡散、慣性衝突効果では「粒径」と「ガス流速」が主な影響因子である。

以上より、金属フィルタの除去性能に対して、影響を与える可能性のある主要なパラメータとしては、ガス流速、エアロゾル粒径を考慮する必要がある。



第 3.1.1-7 図 金属フィルタにおける除去原理



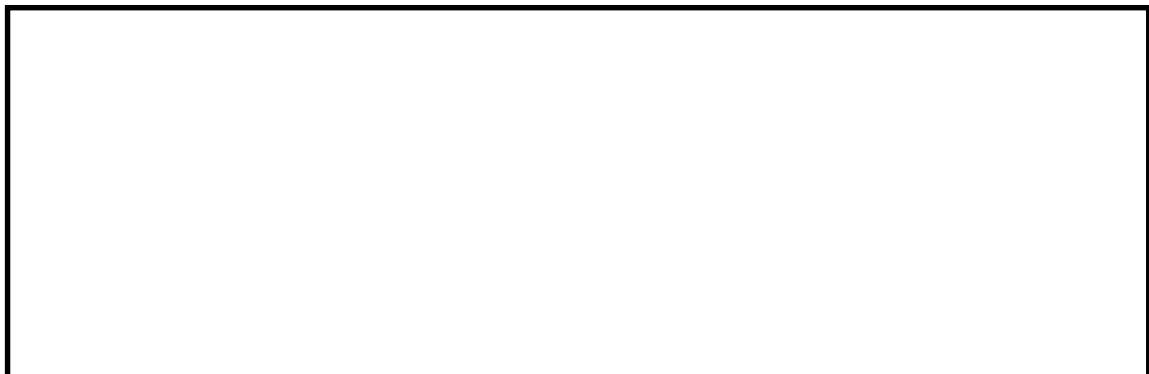
### 3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理

重大事故時に発生する放射性よう素は、粒子状よう素（CsI：よう化セシウム等）と、ガス状よう素として無機よう素（ $I_2$ ：元素状よう素）と有機よう素（ $CH_3I$ ：よう化メチル等）の形態をとる。大部分のよう素は粒子状よう素として格納容器内へ放出され、残りは無機よう素として格納容器内に放出されるが、無機よう素の一部は格納容器内の有機物（塗装等）と結合し、有機よう素へ転換する。粒子状よう素については、エアロゾルの除去原理に基づき、ベンチュリスクラバと金属フィルタで捕集する。

有機よう素については、吸着材と化学反応させることにより、よう素除去部で捕集する。

#### (1) フィルタ装置内におけるベントガスの流れ

フィルタ装置内部の下部にベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル・スクラビング水等）、上部に金属フィルタを設置し、金属フィルタの下流側に流量制限オリフィスを介してよう素除去部を設置する。ベントガスの流れを第 3.1.2-1 図に示す。

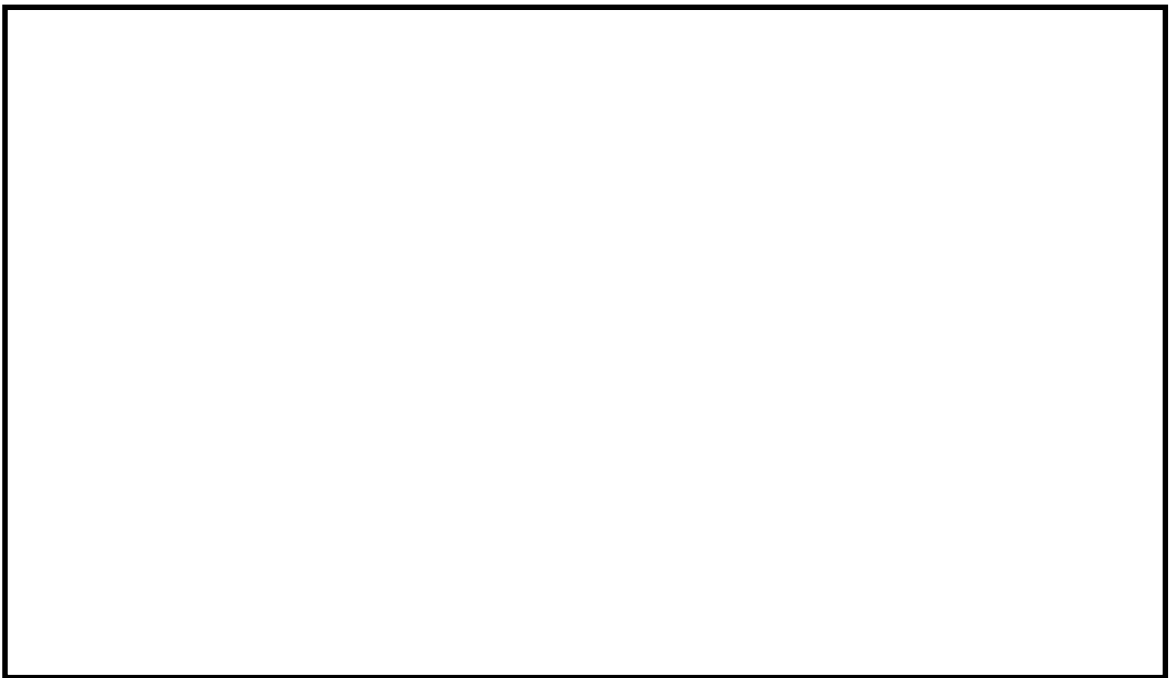


オリフィス通過時の蒸気の状態変化のイメージを第 3.1.2-2 図に示す。





第 3. 1. 2-1 図 フィルタ装置内のベントガスの流れ



第 3. 1. 2-2 図 流量制限オリフィス通過時の蒸気の状態変化（イメージ）



(2) ベンチュリスクラバにおけるよう素の除去

ベントガスがベンチュリスクラバを通過する際、無機よう素を化学反応によりスクラビング水中に  ために、スクラビング水には第 3. 1. 2-1 表に示す薬剤を添加する。

第 3. 1. 2-1 表 スクラビング水への添加薬剤

薬剤	化学式	目的
<div style="border: 1px solid black; height: 100px; width: 100%;"></div>		

<div style="border: 1px solid black; height: 80px; width: 100%;"></div>	
以下に化学反応式を示す。	

<div style="border: 1px solid black; height: 120px; width: 100%;"></div>	
--	--

スクラビング水はアルカリ性条件下となるため、式(3. 1. 2-2)により、無機よう素を捕集する。

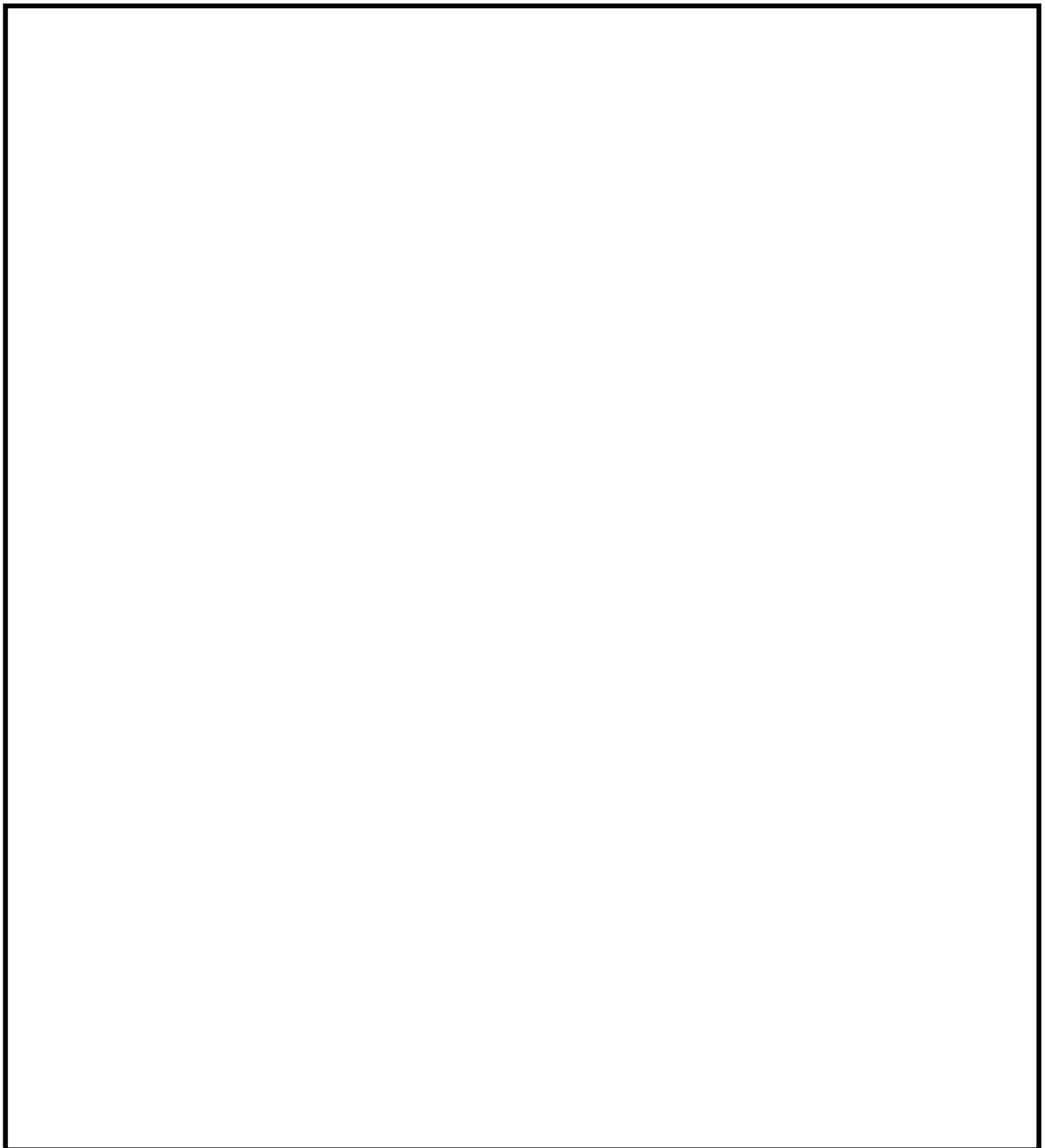
<div style="border: 1px solid black; height: 130px; width: 100%;"></div>	
--	--



したがって、ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去効率に影響を与える因子として「スクラビング水の pH」が挙げられる。

なお、一般的に有機よう素は無機よう素に比べ活性が低く、反応しにくいため、ベンチュリスクラバでの有機よう素の除去は期待していない。

### (3) よう素除去部におけるよう素の除去





### 3.2 運転範囲

3.1.1 項で、エアロゾルの除去原理において主要なパラメータとしたガス流速及びエアロゾル粒径に加え、ベント時に変動するパラメータであるガス温度及びガス蒸気割合について、有効性評価に基づき、ベント実施中に想定する運転範囲を第 3.2-1 表に示す。また、3.1.2 項で、ガス状放射性よう素の除去原理において主要なパラメータとしたスクラビング水の pH 及びガスの過熱度について、ベント実施中に想定する運転範囲を第 3.2-1 表に示す。

第 3.2-1 表 ベント実施中における想定運転範囲

パラメータ	想定運転範囲
ガス流速	ベントからほぼ静定した格納容器圧力に対応するベンチュリノズル部のガス流速は、 <input type="text"/> となる。なお、金属フィルタ部におけるガス流速は、適切なガス流速となるよう金属フィルタの表面積を設定している。
エアロゾル粒径	サプレッション・チェンバからのベント時の粒径分布より、質量中央径を <input type="text"/> とする。
ガス温度	ベントから格納容器温度がほぼ静定した状態の運転範囲は <input type="text"/> となることから、上限を最高使用温度に合わせ包絡するよう、 <input type="text"/> とする。
ガス蒸気割合	ベントから事象発生 7 日後における、フィルタ装置に流入するガス蒸気割合は <input type="text"/> となるが保守的に 0～100%を運転範囲とする。
スクラビング水の pH	スクラビング水は高アルカリに保つために、 <input type="text"/> <input type="text"/> が添加されていることから、運転範囲はアルカリ側で維持される。
ガス過熱度	ベントからほぼ静定した格納容器圧力に対応する、よう素除去部におけるベントガスの過熱度は、 <input type="text"/> となる。



### 3.3 性能検証試験結果

#### 3.3.1 性能検証試験の概要

AREVA 社製のフィルタ装置は、大規模なセクター試験装置により、実機使用条件を考慮した性能検証試験を行っており、その結果に基づき装置設計を行っている。以下に試験の概要を示す。

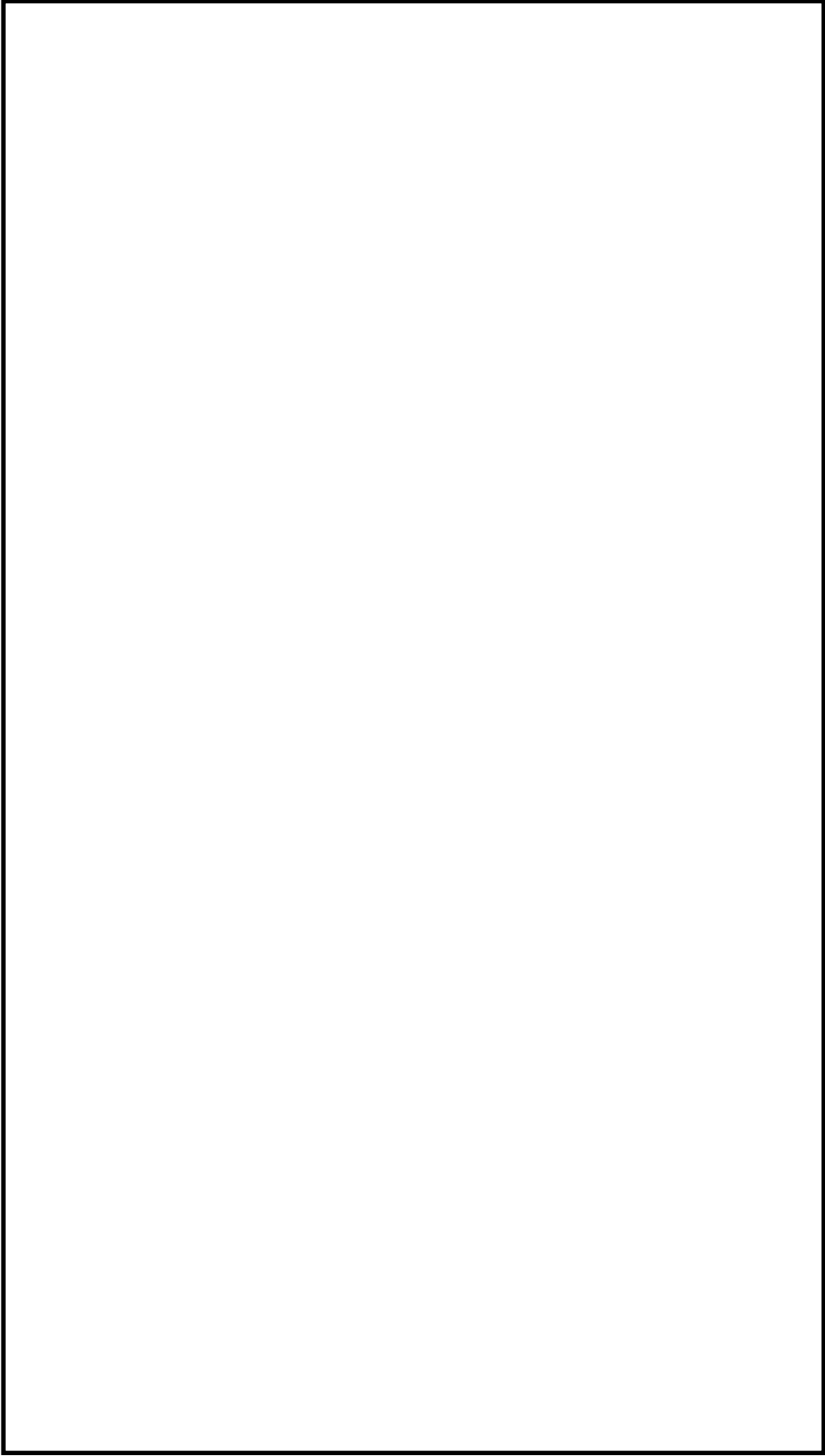
##### (1) エアロゾルの除去性能試験（JAVA 試験）

AREVA（当時 Siemens）社は、1980 年代から 1990 年代にかけ、ドイツのカールシュタインにある試験施設（以下、「JAVA」という。）にて、電力会社、ドイツ原子力安全委員会（RSK）、その他第三者機関立会の下、フィルタ装置のエアロゾルに対する除去性能試験を行っている。

試験装置には、実機に設置するものと同一形状のベンチュリノズルと、実機に設置するものと同一仕様の金属フィルタを設置し、試験条件として、実機の想定事象における種々のパラメータ（圧力、温度、ガス流量等の熱水力条件、エアロゾル粒径、濃度等のエアロゾル条件）について試験を行うことにより、フィルタ装置の使用条件において所定の性能が発揮されることを確認している。試験装置の概要を第 3.3.1-1 図に、試験条件を第 3.3.1-1 表に示す。







第 3. 1-1 図 JAVA 試験装置概要



第 3.3.1-1 表 JAVA 試験条件 (エアロゾル除去性能試験)

試 験 条 件	
圧 力	<div></div> bar[abs] <div>(<div></div> kPa[abs])</div>
温 度	<div></div> °C
流 量	<div></div> m <sup>3</sup> /h
蒸 気 割 合	<div></div> %
エ ア ロ ゾ ル	<div></div>



第 3.3.1-2 図 試験用エアロゾルの粒径分布



(2) 無機よう素の除去性能試験（JAVA 試験）

AREVA 社は「JAVA」試験装置を使用し、(1)に示したエアロゾルの除去性能試験と同時期に電力会社、RSK、その他第三者機関立会の下、無機よう素の除去性能試験を実施している。

試験条件として、種々のパラメータ（圧力、温度、ガス流量等の熱水力条件、スクラビング水の pH 等の化学条件）にて試験を行うことにより、フィルタ装置における無機よう素の除去性能について確認している。JAVA 試験における無機よう素の試験条件を第 3.3.1-2 表に示す。

第 3.3.1-2 表 JAVA 試験条件（無機よう素除去性能試験）

試 験 条 件	
圧 力	<input type="text"/> bar[abs] ( <input type="text"/> kPa[abs])
温 度	<input type="text"/> °C
流 量	<input type="text"/> m <sup>3</sup> /h
pH	<input type="text"/>
物 質	<input type="text"/>



(3) 有機よう素の除去性能試験 (JAVA PLUS 試験)

実機使用条件を想定した有機よう素の除去性能を確認するため、AREVA 社は「JAVA」試験装置に有機よう素除去部を設けた「JAVA PLUS」試験装置を用いて、2013 年より有機よう素の除去性能試験を実施している。

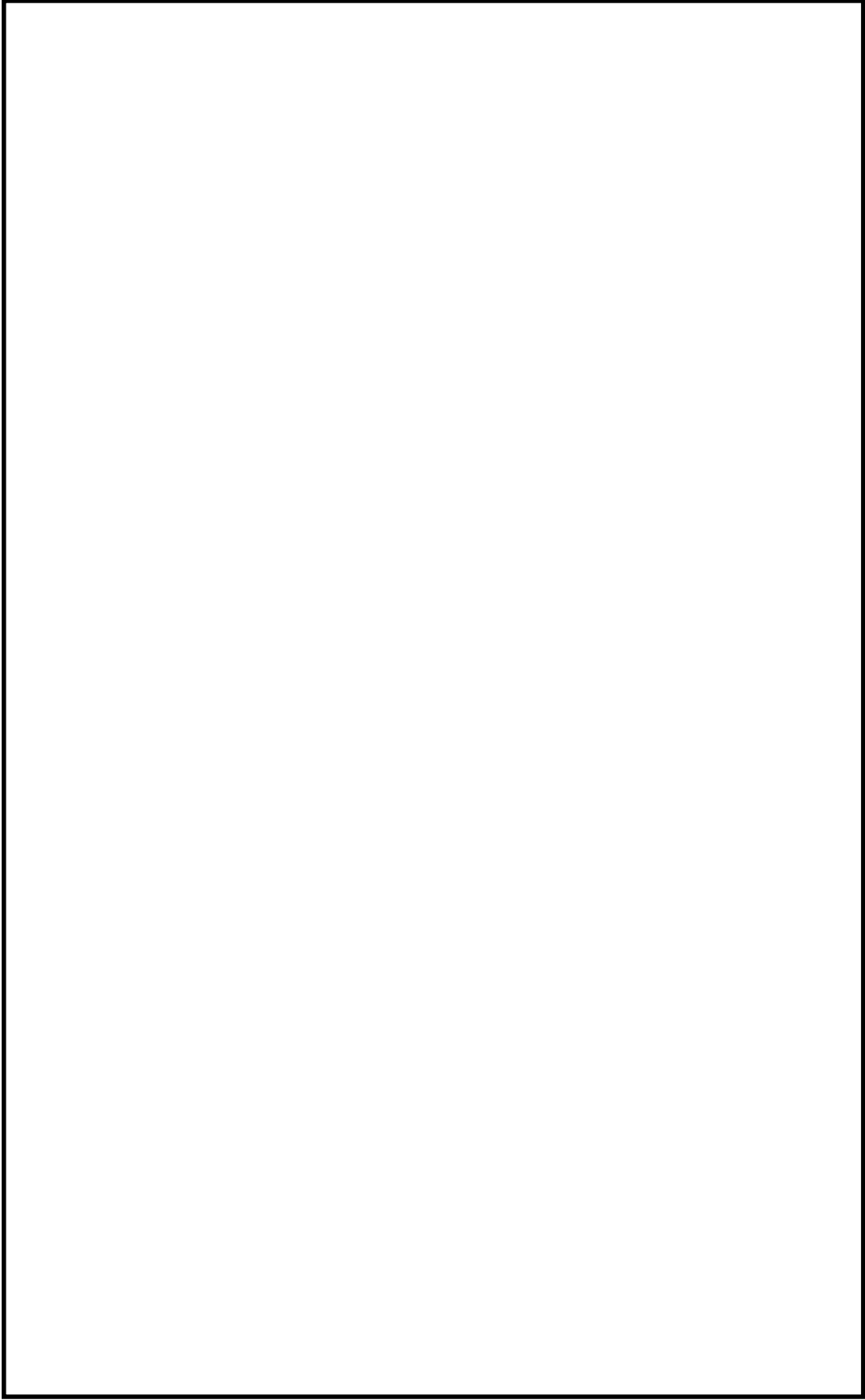
試験装置には、実機に使用する吸着材を実機と同一の密度で充填し、試験条件として種々のパラメータ（圧力、温度、過熱度等の熱水力条件）にて試験を行うことにより、フィルタ装置における有機よう素の除去性能について確認している。

試験装置の概要を第 3.3.1-3 図に、試験条件を第 3.3.1-3 表に示す。

第 3.3.1-3 表 JAVA PLUS 試験条件（有機よう素除去性能試験）

試 験 条 件	
圧 力	<input type="text"/> bar[abs] ( <input type="text"/> kPa[abs])
温 度	<input type="text"/> °C
蒸 気 割 合	<input type="text"/> %
過 熱 度	<input type="text"/> K
物 質	<input type="text"/>





第 3.3.1-3 図 JAVA PLUS 試験装置概要



### 3.3.2 エアロゾルの除去性能試験結果

JAVA 試験における性能検証試験結果を第 3.3.2-1 表～4 表に示す。エアロゾルの除去原理では、3.1.1 に示すとおり、「流速」と「粒径」が主な影響因子であるため、ガス流速とエアロゾル粒径に対しての性能評価を行った。さらに、その他の試験条件に用いたパラメータについてもフィルタ装置のエアロゾルの除去性能への影響を確認するため、ガス温度、ガス蒸気割合に対しての性能評価を行った。

#### (1) ガス流速

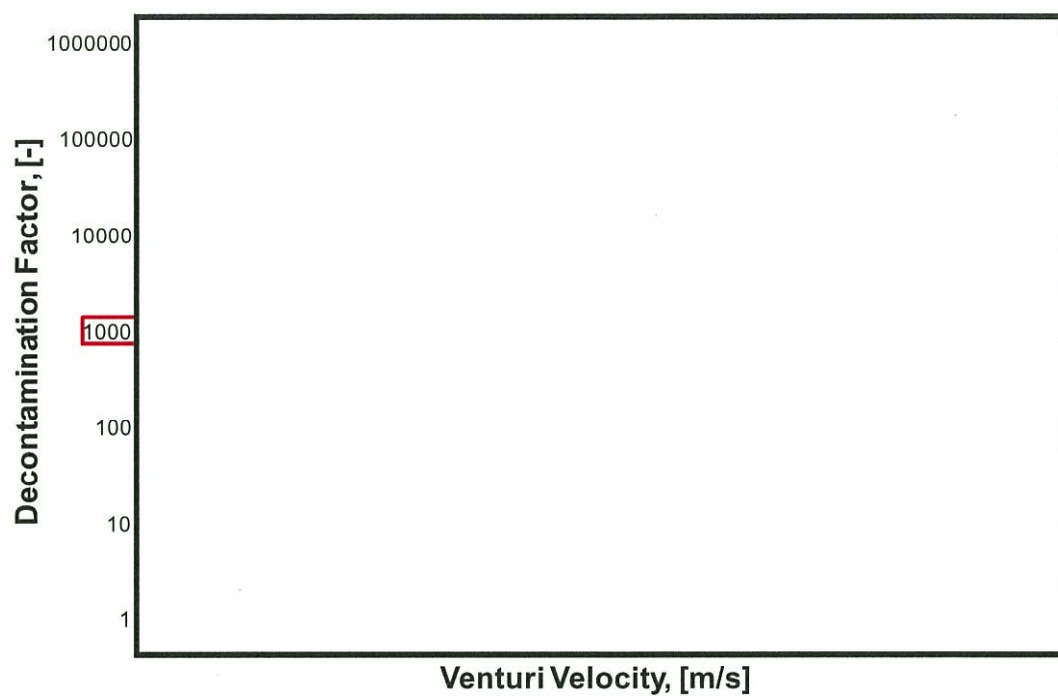
ガス流速の変化による除去性能を確認するために、流量からベンチュリノズル部のガス流速と金属フィルタ部のガス流速を計算して確認した。

第 3.3.2-1 図及び第 3.3.2-2 図にベンチュリノズル部及び金属フィルタ部におけるガス流速に対して整理した性能検証試験結果を示す。

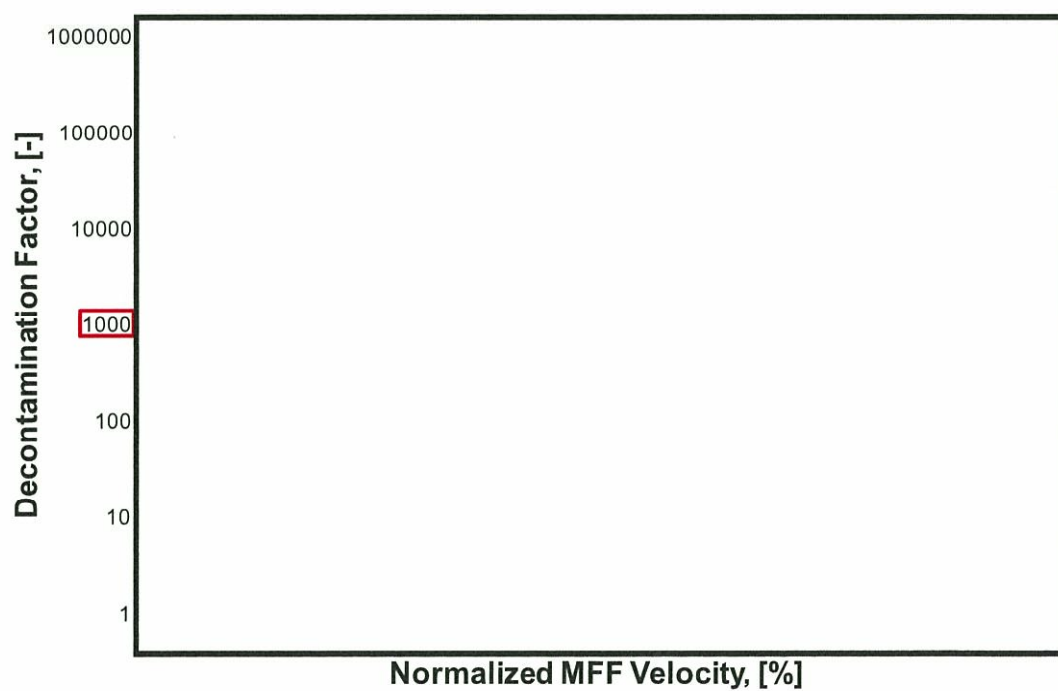
この結果から、ベンチュリスクラバ部にて想定する運転範囲   と金属フィルタ部にて想定する運転範囲全域にわたって要求される DF1,000 以上を満足していることがわかる。

なお、運転範囲よりも小さいガス流速においても、ベンチュリスクラバ及び金属フィルタの組合せで、DF1,000 以上を満足しているため、フィルタ装置はガス流速によらず十分な性能を有していると言える。





第 3. 3. 2-1 図 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数



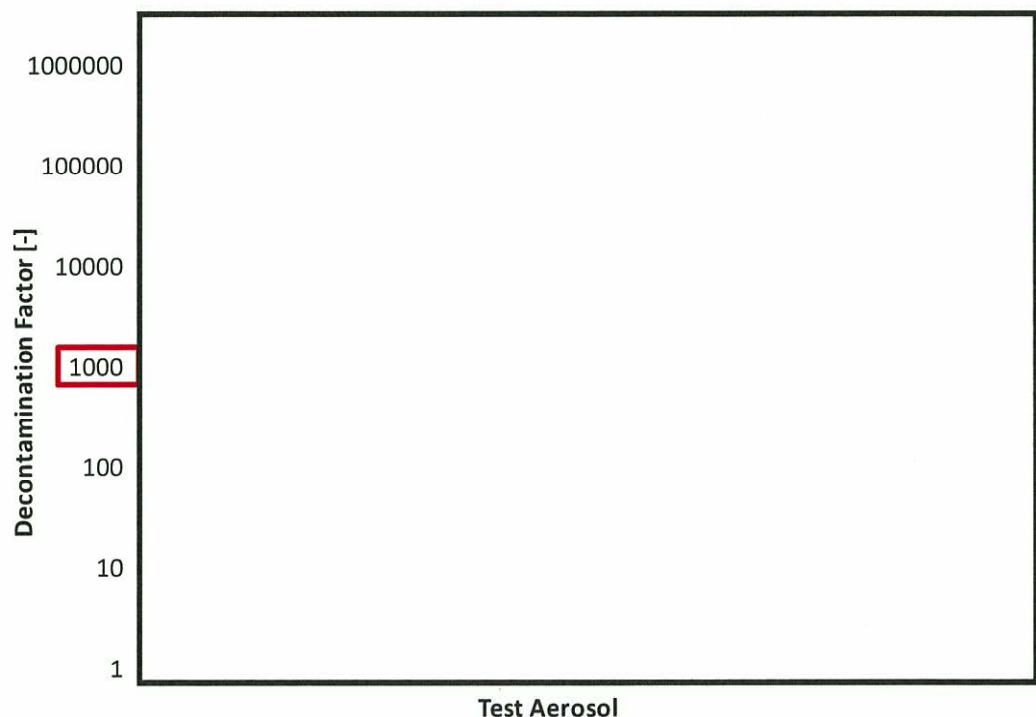
第 3. 3. 2-2 図 金属フィルタ部におけるガス流速に対する除去係数



## (2) エアロゾル粒径

第 3. 3. 2-3 図に試験用エアロゾル（エアロゾルの粒径）に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果からエアロゾル粒径（質量中央径：  の違いによって除去性能に影響が出ているような傾向は見られず、いずれの試験結果においても要求される DF1, 000 を満足していることがわかる。

サプレッション・チェンバからのベント実施時に想定する質量中央径は  である。試験用エアロゾルとしては質量中央径  を使用し、DF1, 000 以上を満足していることから、フィルタ装置はエアロゾル粒径に対して十分な性能を有していると言える。



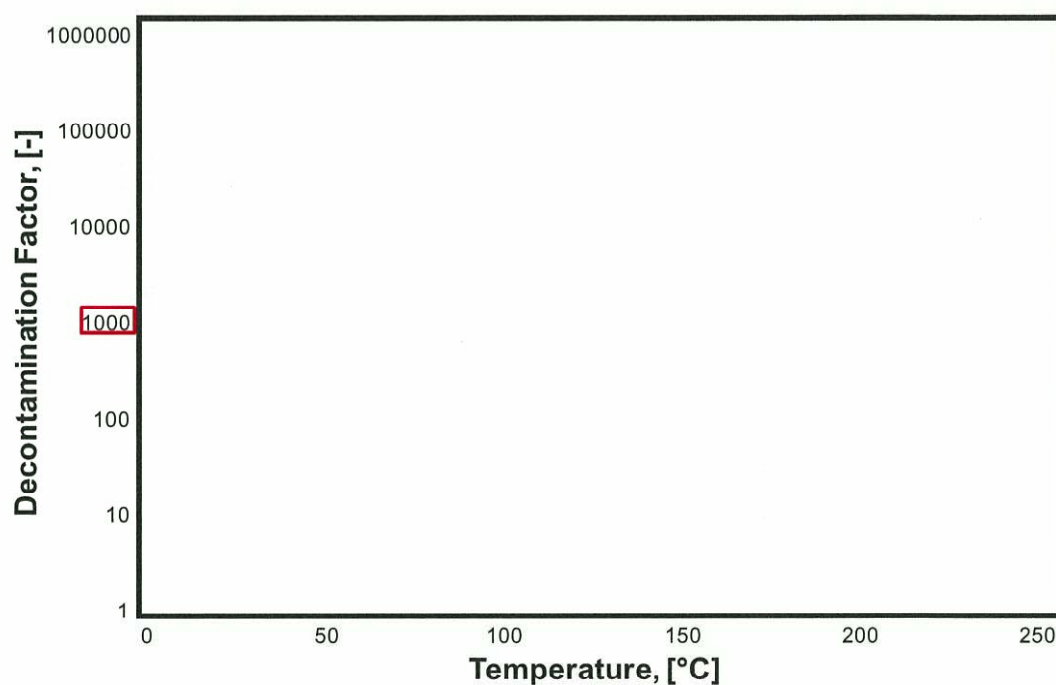
第 3. 3. 2-3 図 粒径に対する除去係数



### (3) ガス温度

第 3. 3. 2-4 図にガス温度に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果から、ガス温度の違いによって除去性能に影響が出ているような傾向は見られず、試験を実施した全域にわたって要求される DF1, 000 以上を満足していることがわかる。

したがって、ガス温度の運転範囲  に対して、フィルタ装置はガス温度に対して十分な性能を示していると言える。



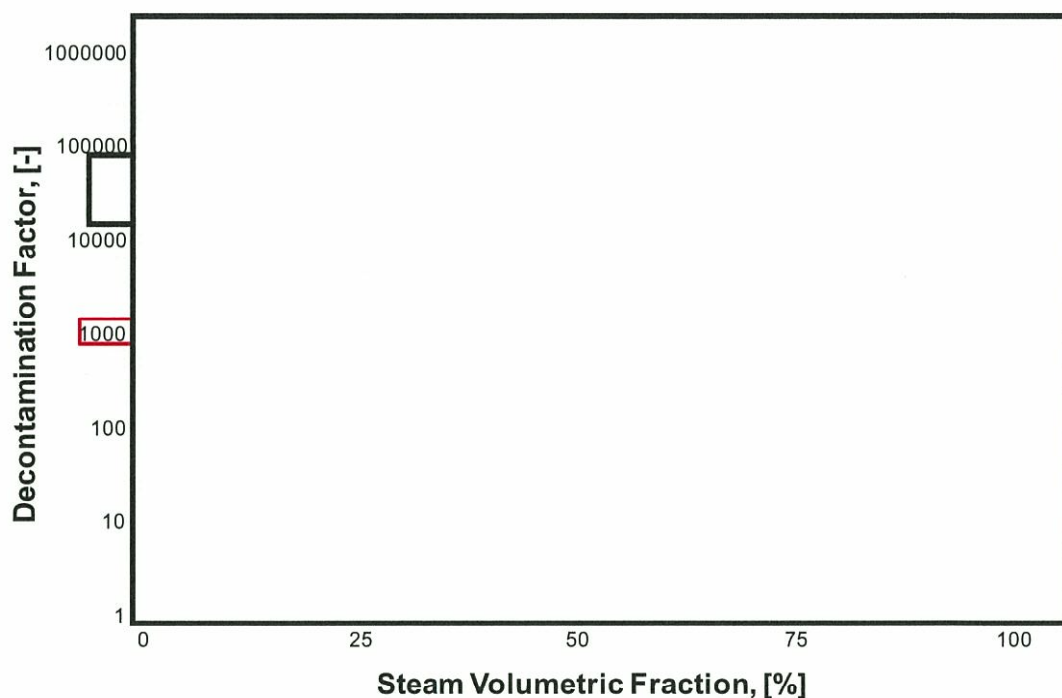
第 3. 3. 2-4 図 ガス温度に対する除去係数



#### (4) ガス蒸気割合

第 3. 3. 2-5 図にガス蒸気割合に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果から，ガス蒸気割合の違いによって除去性能に影響が出ているような傾向は見られず，試験を実施した全域にわたって要求される DF1, 000 以上を満足していることがわかる。

ガス蒸気割合の運転範囲（0～100％）で性能検証試験が行われており，フィルタ装置はガス蒸気割合に対して十分な性能を有していると言える。



第 3. 3. 2-5 図 蒸気割合に対する除去係数



第 3. 3. 2-1 表 エアロゾル  除去性能試験結果

Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m <sup>3</sup> /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m <sup>3</sup> )	Total Removal Efficiency (%)

第 3. 3. 2-2 表 エアロゾル  除去性能試験結果

Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m <sup>3</sup> /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m <sup>3</sup> )	Total Removal Efficiency (%)



第 3. 3. 2-3 表 エアロゾル  除去性能試験結果 (1 / 2)

Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m <sup>3</sup> /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m <sup>3</sup> )	Total Removal Efficiency (%)

第 3. 3. 2-4 表 エアロゾル  除去性能試験結果 (2 / 2)

Test-No.	Gas Composition	Gas Flow (m <sup>3</sup> /h)	Pressure (bar abs)	Total Removal Efficiency (%)	Test Aerosol	Contaminated Gas Concentration (mg/m <sup>3</sup> )



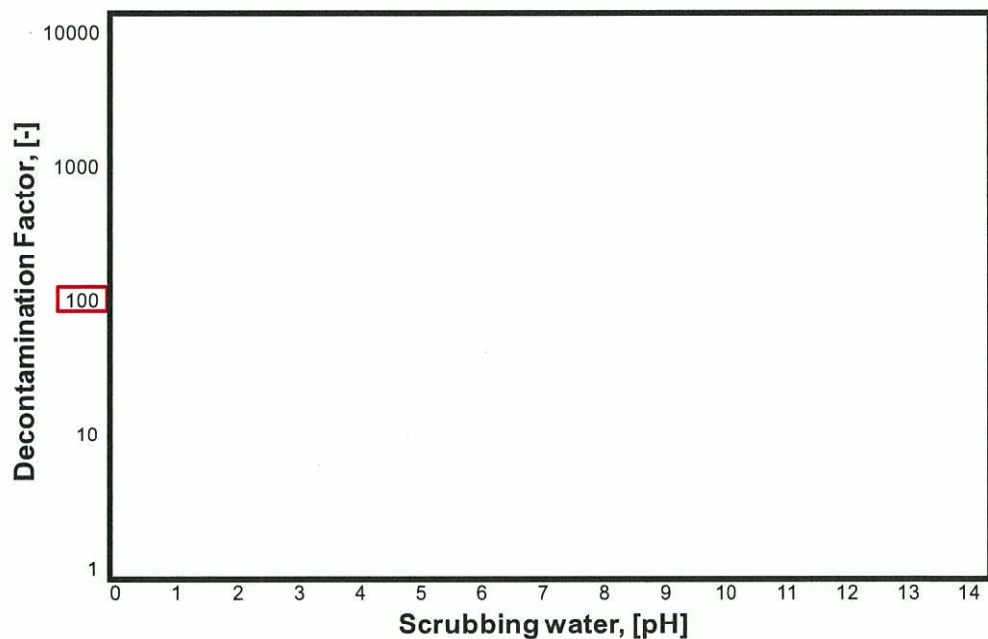
### 3. 3. 3 ガス状放射性よう素の除去性能試験結果

#### (1) 無機よう素除去性能試験結果

JAVA 試験における無機よう素の除去性能試験結果を第 3. 3. 3-1 表に示す。

無機よう素のベンチュリスクラバ（スクラビング水）への捕集は化学反応によるものであり，その反応に影響を与える因子は，「スクラビング水の pH」である。第 3. 3. 3-1 図に，スクラビング水の pH に対する無機よう素の除去性能試験結果を示す。この結果から，スクラビング水が  の状態においても設計条件である除去効率 99% (DF100) 以上を満足していることがわかる。

一般的に無機よう素は，有機よう素と比べ活性が高く，反応しやすいため，よう素除去部でも捕集されやすい。したがって，ベンチュリスクラバによるよう素除去部を組み合わせることで，さらに除去性能が高くなるものと考えられる。



第 3. 3. 3-1 図 pH に対する無機よう素除去係数



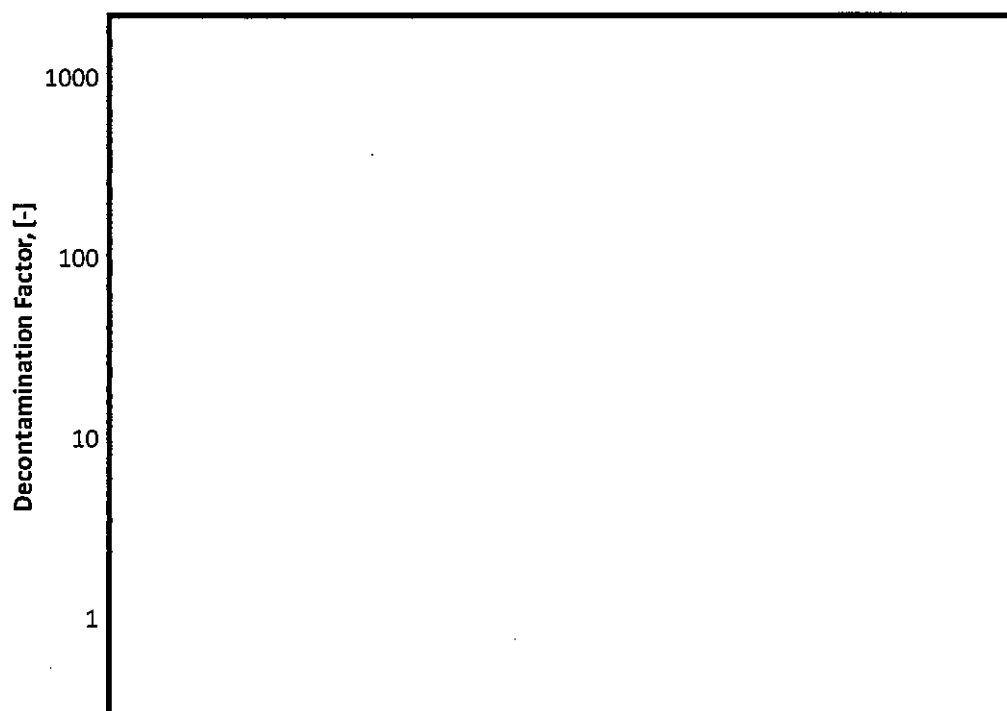
第 3. 3. 3-1 表 ベンチュリスクラバにおける無機よう素除去性能試験結果

Test-No.	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m <sup>3</sup> /h)	Gas Composition	Scrubbing Water (pH)	Removal Efficiency (%)



(2) 有機よう素除去性能試験結果

JAVA PLUS 試験における有機よう素の除去性能試験結果を第 3. 3. 3-2 表に示す。JAVA PLUS 試験で得られた除去係数を，過熱度で整理したものを第 3. 3. 3-2 図に示す。

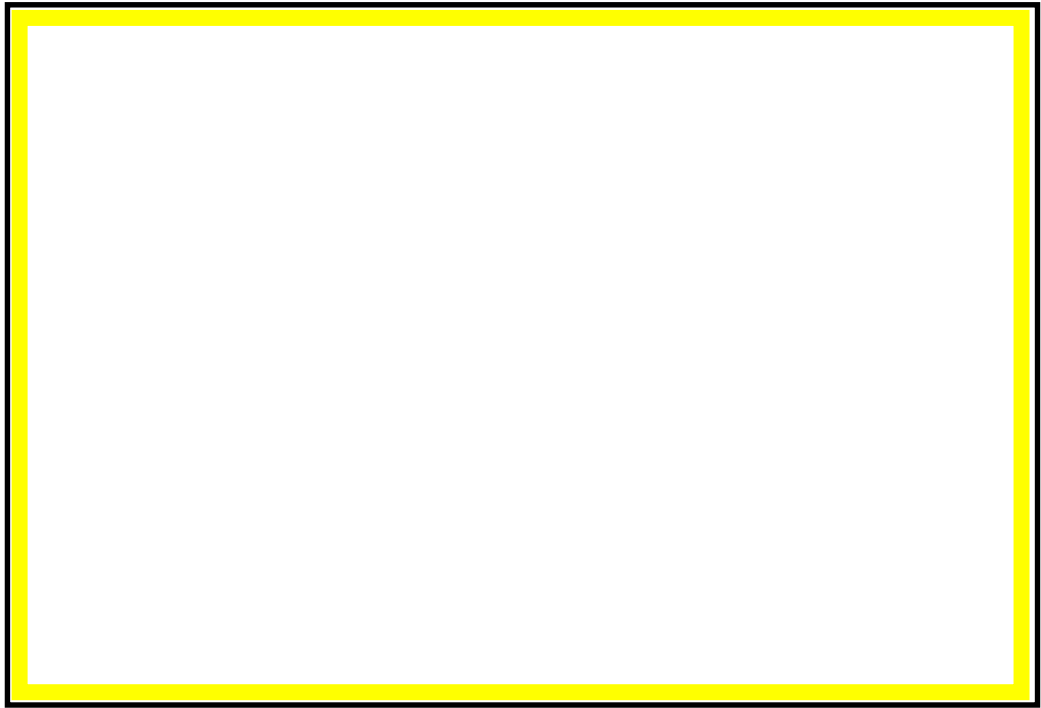


第 3. 3. 3-2 図 JAVA PLUS 試験結果

ここで，JAVA PLUS 試験装置と実機においては，ベッド厚さが異なるため，ベントガスの吸着ベッドにおける滞留時間が異なる。その補正をするために以下に示す関係を用いる。







第 3.3.3-3 図 JAVA PLUS 試験結果（補正後）



第 3. 3. 3-2 表 有機よう素除去性能試験結果

Test-No.	VSV inlet Pressure (bar abs)	Pressure in the M/S (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (kg/s)	Gas Composition (Steam:Air) (vol. %)		Removal Efficiency (%)



#### 3.3.4 フィルタ装置の継続使用による性能への影響

フィルタ装置を継続使用することにより、放射性物質の除去性能に影響する可能性のある因子について検討する。

##### (1) エアロゾルの再浮遊

###### a. ベンチュリスクラバ部

###### (a) 想定する状態

フィルタ装置を継続使用すると、ベンチュリスクラバで捕集されたエアロゾルにより、ベンチュリスクラバ内のエアロゾル濃度は徐々に上昇する。スクラビング水の水面近傍には、水沸騰やベンチュリノズルを通るベントガスによる気流により、細かい飛沫（液滴）が発生するが、その飛沫にエアロゾルが含まれていると、エアロゾルがベンチュリスクラバの後段に移行することが考えられる。

###### (b) 影響評価



以上のとおり、フィルタ装置はベンチュリスクラバでのエアロゾルの再浮遊に対して考慮した設計となっている。（別紙 9）



b. 金属フィルタ部

(a) 想定する状態



(b) 影響評価

金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱は、ベント中はベントガスの流れによって冷却され、ベント後はベンチュリスクラバに捕集したエアロゾルの崩壊熱により発生する蒸気によって冷却されることから、金属フィルタの温度は、エアロゾルの再浮遊が起こるような温度（参考：CsOH の融点：272.3℃）に対し十分低く抑えることができる。（別紙9）

(2) ガス状放射性よう素の再揮発

a. ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発

(a) 想定する状態

フィルタ装置を継続使用すると、スクラビング水の温度は上昇する。スクラビング水の温度上昇に伴い、スクラビング水中に捕集したよう素イオンが再び無機よう素となり、気相中に再揮発することが考えられる。

(b) 影響評価

気液界面（フィルタ装置水面）における無機よう素の平衡については温度依存性があり、スクラビング水の水温が高い方が気相の無機よ



う素の割合が増える。しかし、アルカリ環境下では、液相中に存在する無機よう素が極めて少なく、無機よう素の気相部への移行量は、スクラビング水の温度が上昇しても十分小さい値となる。

JAVA 試験は、高温のベントガスを用いて、無機よう素が気相中に移行しやすい条件での試験を実施しており、温度上昇による影響に配慮したものとなっている。(別紙 10)

b. よう素除去部における放射性よう素の再揮発

(a) 想定する状態

化学工業の分野ではゼオライトに高温の水素を通気することにより捕集されているよう素を再揮発させる技術がある。よう素除去部に充填された銀ゼオライトに、ベントガスに含まれる水素が通気されると、捕集された放射性よう素が再揮発することが考えられる。

(b) 影響評価

水素によるよう素の再浮遊は 400℃以上の高温状態で数時間程度、水素を通気した場合に起こることが知られている。一方フィルタ装置に流入するガスは 200℃以下であり、銀ゼオライトに水素を含むガスが通過したとしても、ゼオライトに捕集されているよう素が再揮発することはない。

また、よう素除去部で捕集した放射性よう素の崩壊熱は、ベント中はベントガスにより冷却され、ベント後は系統を不活性化するために供給される窒素により冷却されることから、よう素除去部の温度上昇は、放射性よう素の再揮発が起こるような温度(400℃)に対して、十分低く抑えることができる。(別紙 11)



### (3) フィルタの閉塞

#### a. 想定する状態

炉心損傷後のベント時には、溶融炉心から発生するエアロゾルに加え、炉内構造物の過温などによるエアロゾル、コアコンクリート反応により発生する  $\text{CaO}_2$  等のコンクリート材料に起因するエアロゾル、保温材等の熱的・機械的衝撃により発生する粉塵がフィルタ装置に移行する可能性がある。これらのエアロゾルの影響により、ベンチュリノズルの狹隘部や金属フィルタに付着し、閉塞することが考えられる。

#### b. 影響評価

ベンチュリノズルの狹隘部を通過するガス流速は高速となる。ベンチュリノズルの狹隘部寸法に対して、エアロゾルの粒子径は極めて小さく、ベンチュリノズルが閉塞することはない。

(別紙 9)

### (4) 薬剤の容量減少

#### a. 想定する状態

無機よう素はベンチュリスクラバにて薬剤  との反応により捕集されるが、薬剤の容量を超える無機よう素が流入した場合には、無機よう素は捕集されずに下流に流出されることが考えられる。

#### b. 影響評価

スクラビング水に含まれる  の量は、格納容器から放出される無機よう素の量に対して十分大きいことから、容量に達する



ことはない。(別紙 1 0)

(5) よう素除去部の容量減少

a. 想定する状態

ガス状放射性よう素は銀ゼオライトに捕集されるが、銀ゼオライトの吸着容量に達した場合には、ガス状放射性よう素は捕集されずに系外に放出されることが考えられる。

b. 影響評価

よう素除去部で保持が可能なガス状放射性よう素の吸着容量（銀分子数）は、格納容器から放出されるよう素量に対して十分大きいことから吸着容量に達することはない。(別紙 1 1)

(6) ベント時に生じるスウェリングによるよう素除去部への影響

a. 想定する状態

冷温のスクラビング水に蒸気が流入すると、蒸気が凝縮し、水位が上昇する。その結果、スクラビング水の水位は待機時に比べ上昇しており、よう素除去部の外壁はスクラビング水に接することとなり、スクラビング水の温度による除去性能に影響することが考えられる。

b. 影響評価





## 4. 運用方法

### 4.1 有効性評価の事故シーケンスにおける運用方法

格納容器フィルタベント系は，想定される重大事故等の拡大を防止するための設備であり，有効性評価の各事故シーケンスにおいても，事象の収束に本設備の機能に期待している。

以下に，格納容器フィルタベント系の使用に係る有効性評価の事故シーケンス及び格納容器フィルタベント系の操作手順の概要について示す。

#### 4.1.1 炉心が損傷していない場合

炉心損傷防止対策の有効性評価のうち，以下の3ケースにおいて最終ヒートシンクへ熱を輸送（除熱）するために，格納容器フィルタベント系を使用して事象を収束させている。

- ・ 高圧・低圧注水機能喪失
- ・ 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）
- ・ 原子炉冷却材喪失時注水機能喪失（中小破断 L O C A）

3 ケース全てにおいて，格納容器圧力が 310kPa [gage]（最高使用圧力：1Pd）に到達した場合に格納容器フィルタベント系を使用するケースであり，格納容器フィルタベント系の操作方法に相違はないため，代表例として，高圧・低圧注水機能喪失の概要を以下に示す。

##### （1）有効性評価における「高圧・低圧注水機能喪失」の概要

給水流量の全喪失後，原子炉水位は急速に低下し，原子炉水位低（レベル3）設定点に到達することにより，原子炉はスクラムする。その後，高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し，原子炉水位の低下が継続するため，低圧代替注水系（常設）を起動し，事象発生から約 25 分後には手



動操作で逃がし安全弁 7 弁（自動減圧機能）を開き原子炉を減圧することによって、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。

原子炉の減圧を開始すると、逃がし安全弁（自動減圧機能）からの冷却材の流出によって原子炉水位の低下が進み、炉心の一部は露出するが、低圧代替注水系（常設）からの原子炉注水によって原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。

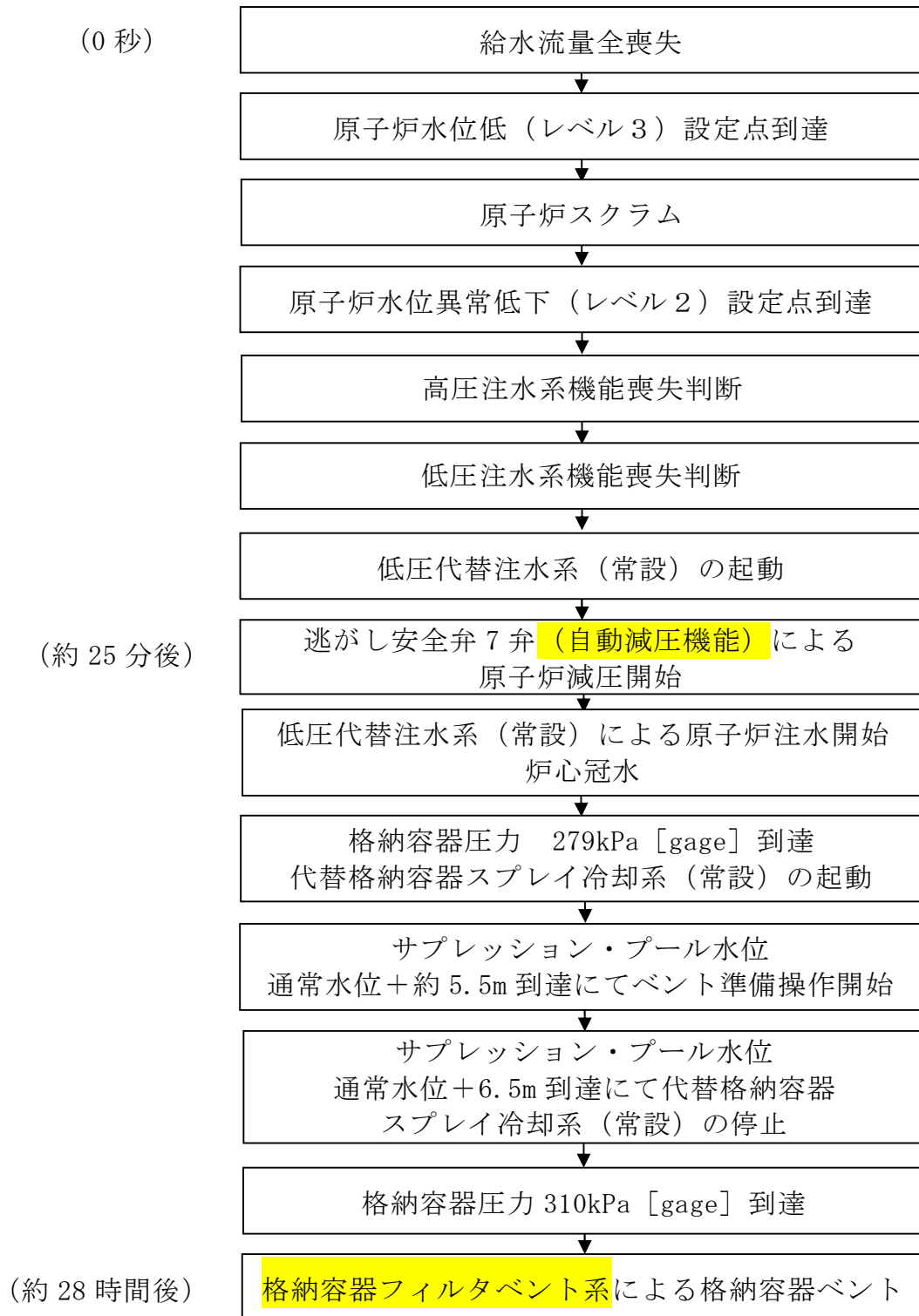
原子炉内で崩壊熱により発生する蒸気が逃がし安全弁から格納容器内に放出されるが、崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び温度が徐々に上昇する。

格納容器圧力が 279kPa [gage] に到達した時点で代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを  $130\text{m}^3/\text{h}$  にて実施することにより格納容器圧力及び温度の上昇は緩和される。代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、外部水源を使用するためサプレッション・プール水位が徐々に上昇することから、サプレッション・チェンバのベント排気ラインの水没を防止するために、サプレッション・プール水位計の指示値が通常水位+6.5m に到達した時点で格納容器スプレイを停止する。その後、事象発生約 28 時間後にサプレッション・チェンバ圧力が 310kPa [gage] に到達した時点で、格納容器フィルタベント系によるベントを実施する。

有効性評価（高圧・低圧注水機能喪失）のシナリオの概要を第 4.1.1-1 図、系統概要図を第 4.1.1-2 図、格納容器圧力及び温度の推移を第 4.1.1-3 図及び第 4.1.1-4 図に示す。



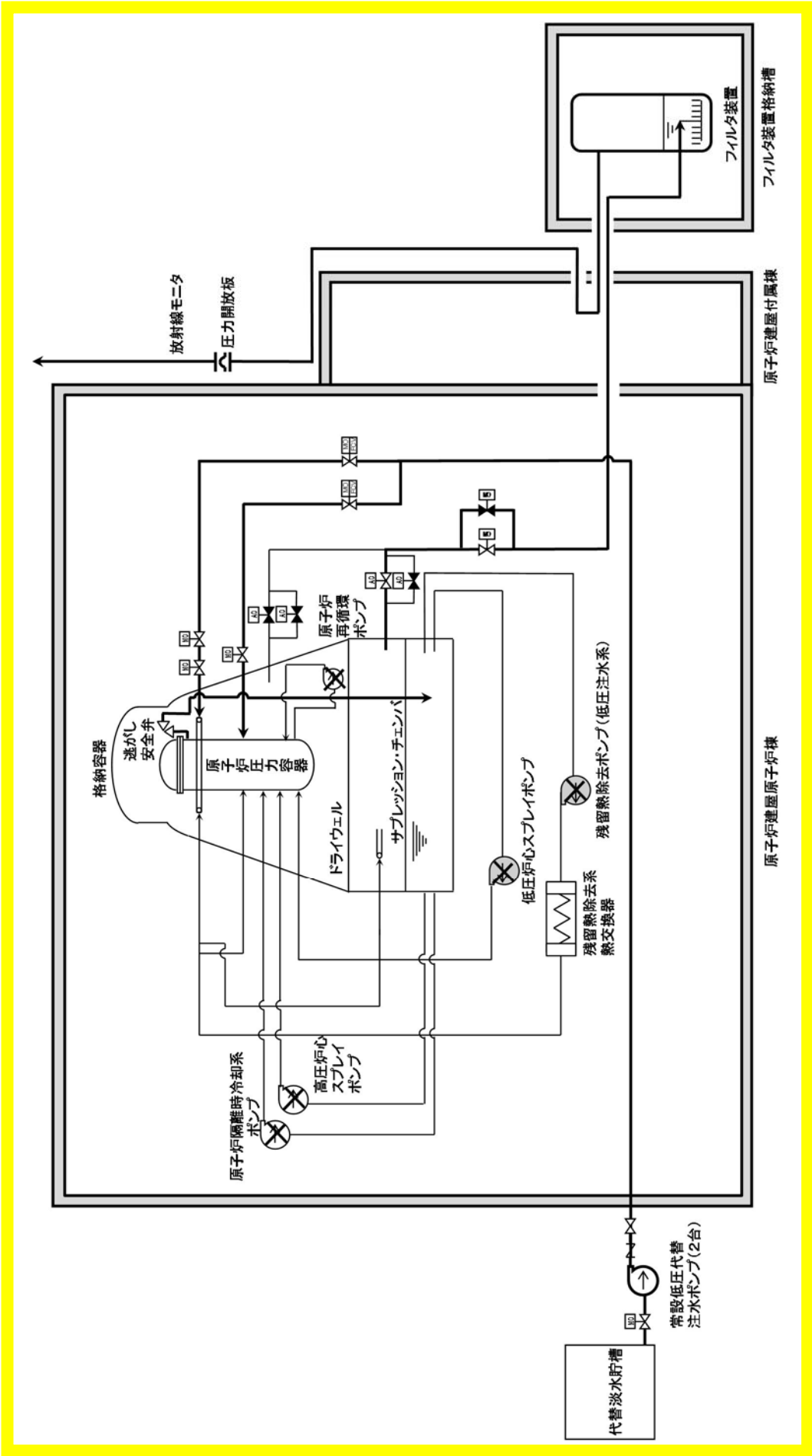
解析上の時間



第 4. 1. 1-1 図

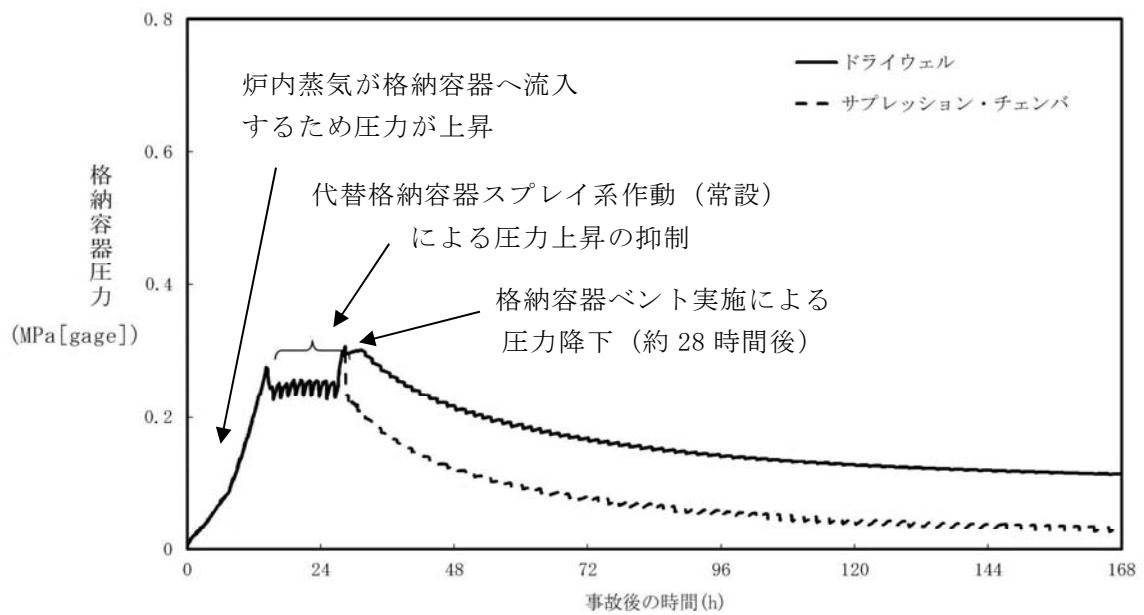
高压・低压注水機能喪失の重要事故シーケンスの概要



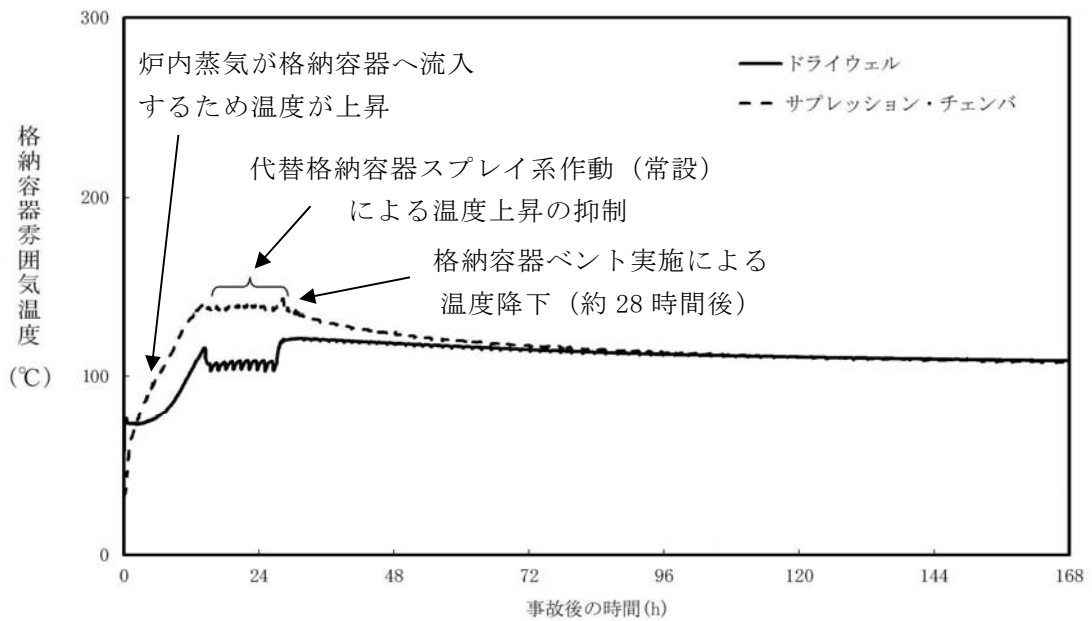


第 4.1.1-2 図 高圧・低圧注水機能喪失時の系統概要図





第 4. 1. 1-3 図 高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器圧力の推移



第 4. 1. 1-4 図 高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器温度の推移



#### 4.1.2 炉心が損傷している場合

格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「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、格納容器圧力及び温度を低下させるために、格納容器フィルタベント系を使用して事象を収束させている。

格納容器圧力が 620kPa [gage] (2Pd) に到達するまでに格納容器フィルタベント系を使用するケースである。以下に、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（循環冷却を使用しない場合）」の概要について示す。

なお、審査ガイドで確認が求められている Cs-137 に対しては、第 4.1.2-1 表に示すとおり、ベントにより格納容器の健全性を確保する場合、放射性物質が炉内から大気へ放出される過程において、格納容器内における FP の自然沈着効果、サプレッション・プール水によるスクラビング効果等に期待でき、炉内内蔵量に対して大気への放出量は大幅に低減できる。さらに、格納容器フィルタベント系によりベントする場合は、格納容器フィルタベント系に期待しない場合に比べて、大気への放出量をより一層低減できることが分かる。

第 4.1.2-1 表 Cs-137 の炉内内蔵量とベント時の大気への放出量

炉内内蔵量 (TBq)	ベント時の大気への放出量 (TBq)	
	フィルタの効果を考慮 しない場合	フィルタの効果を考慮 する場合
約 $4.4 \times 10^5$	約 0.11	約 $0.11 \times 10^{-3}$



(1) 有効性評価における「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）」の概要

大破断 L O C A 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するため、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約 4 分後に燃料被覆管温度が 1000K に到達し、炉心損傷が開始されるが、事象発生から 25 分経過した時点で、常設代替交流電源設備からの電源供給により、低压代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。これにより、原子炉圧力容器は破損に至ることなく水位は回復し、炉心は再冠水する。また、原子炉注水と同時に代替格納容器スプレイ系（常設）による格納容器スプレイを実施することで、破断口から流出する過熱蒸気による格納容器温度の上昇を抑制する。

原子炉注水及び格納容器スプレイの実施後約 1 時間で炉心が再冠水することに伴い過熱蒸気の発生が抑えられるため、格納容器スプレイを停止するが、格納容器内に放出される蒸気により格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。

格納容器圧力が 465kPa [gage]（最高使用圧力の 1.5 倍）に達した時点で、格納容器スプレイ（130m<sup>3</sup>/h の 465kPa [gage] ～400kPa [gage] 間欠）を実施することで、格納容器圧力及び温度の上昇は緩和される。代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は外部水源を使用するため、サブプレッション・プール水位が徐々に上昇する。事象発生から約 19 時間経過した時点で、サブプレッション・チェンバのベント排気ラインの水没を防止するために、サブプレッション・プール水位計の指示値が通常水位 +6.5m に到達した時点で格納容器スプレイを停止する。その後、速やかに格納容器フィルタベント系によるベントを実施する。

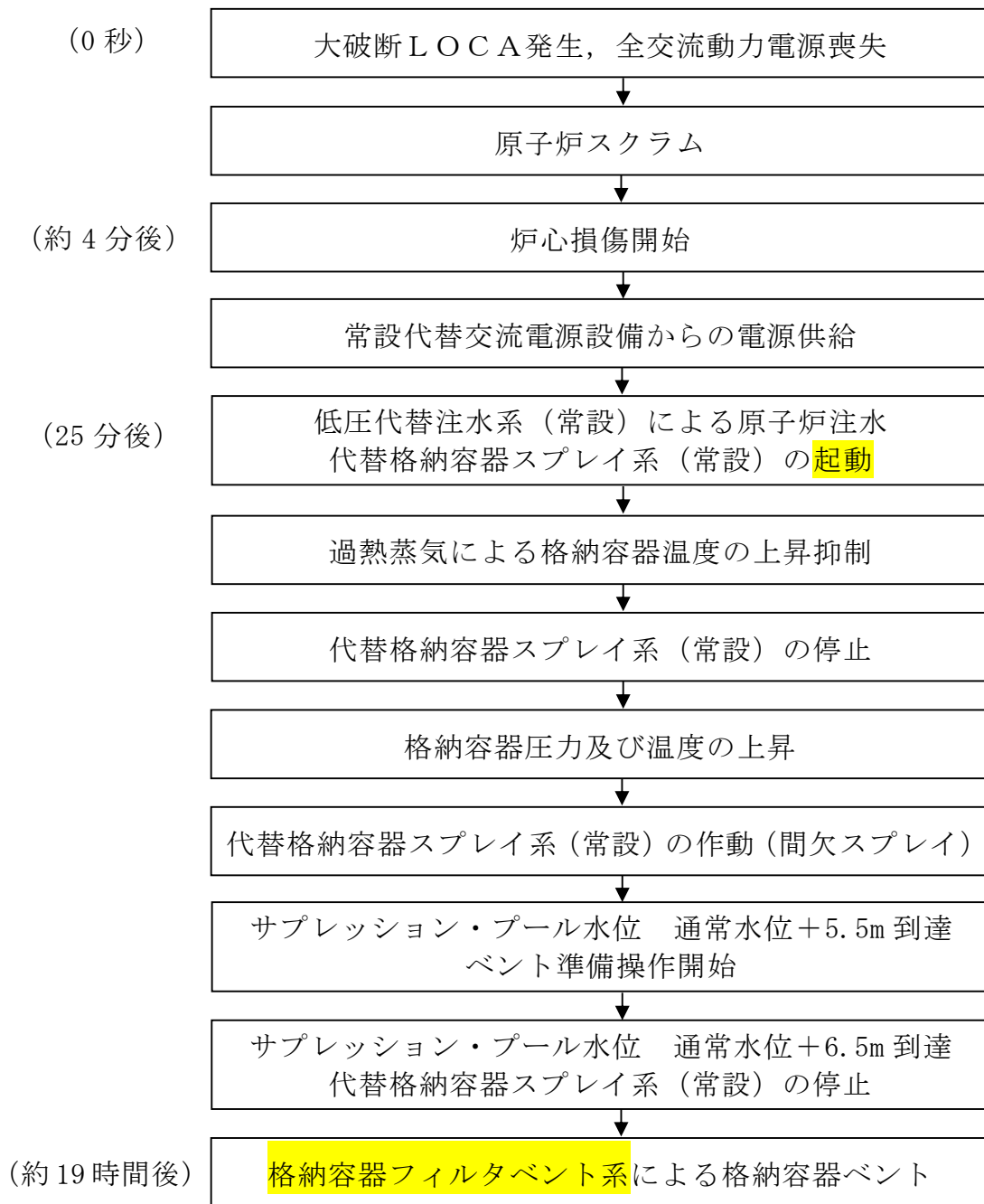
「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替



循環冷却系を使用しない場合)」のシナリオの概要を第 4.1.2-1 図，系統概要図を第 4.1.2-2 図，格納容器圧力及び温度の推移を第 4.1.2-3 図及び第 4.1.2-4 図に示す。

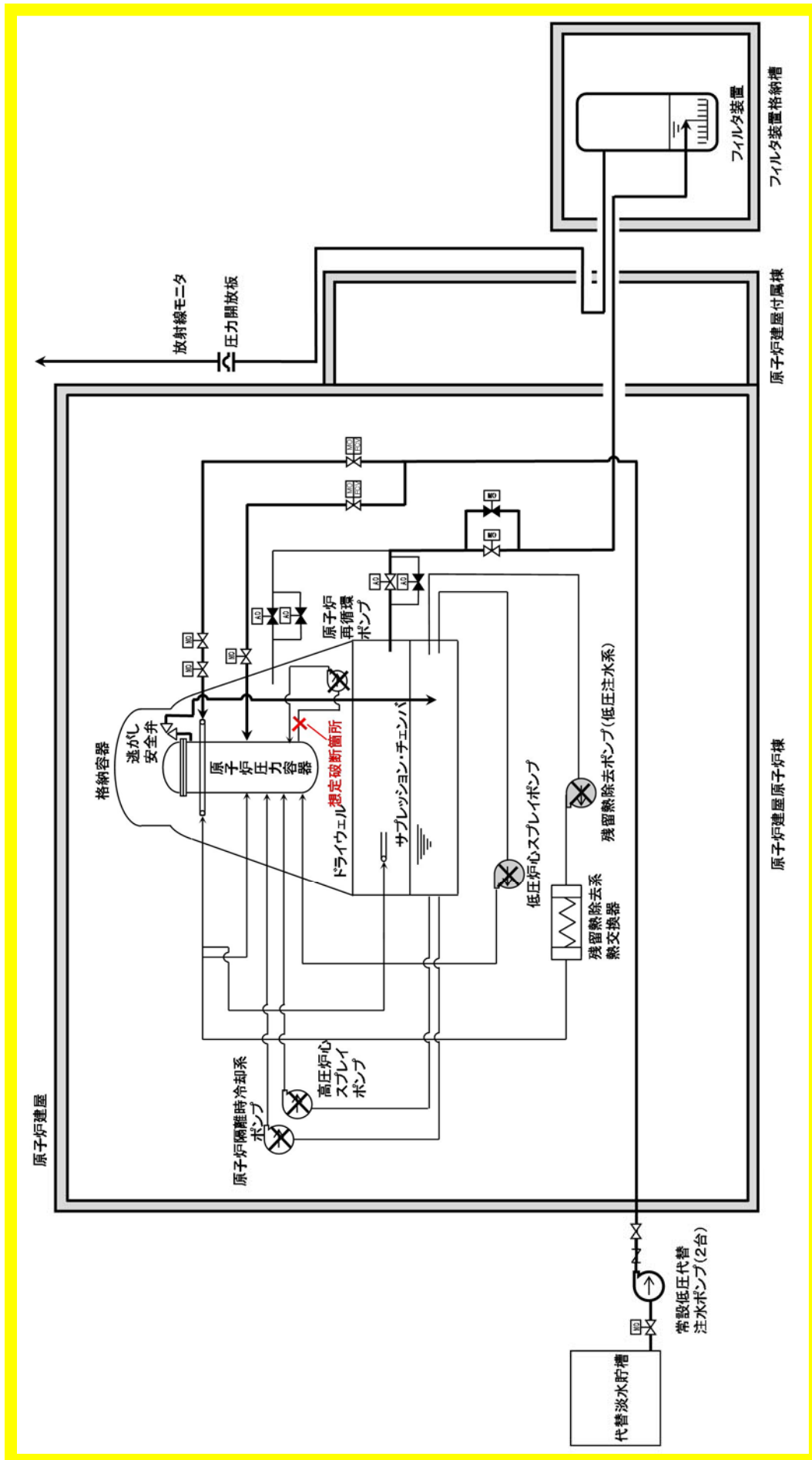


解析上の時間



第 4.1.2-1 図 「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)」 のシナリオの概要

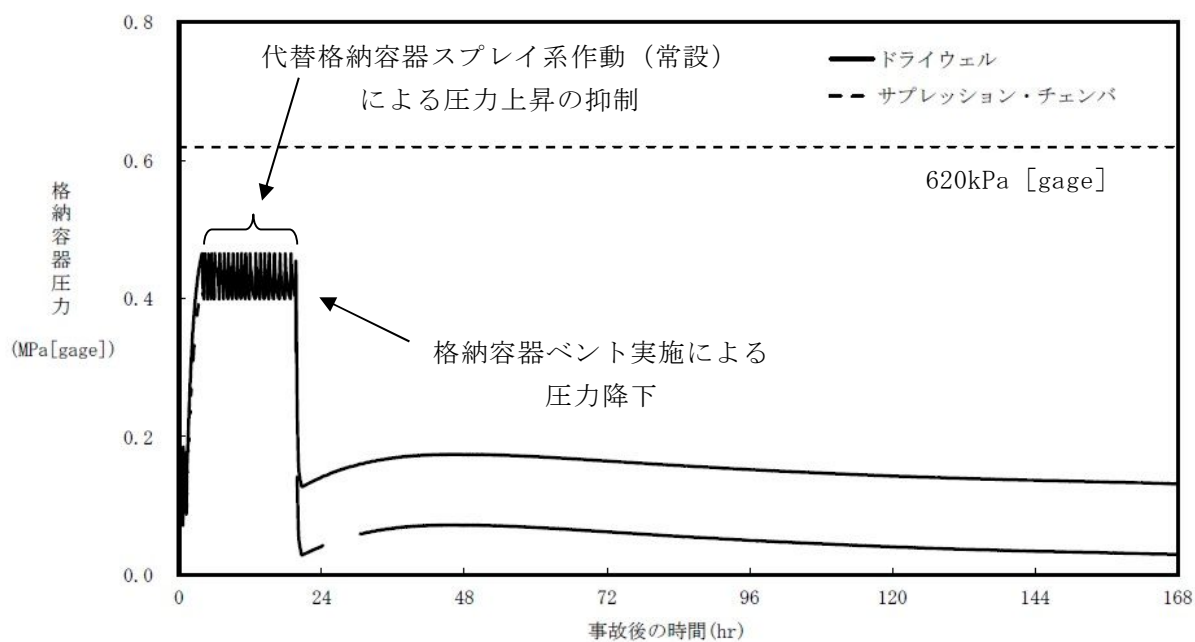




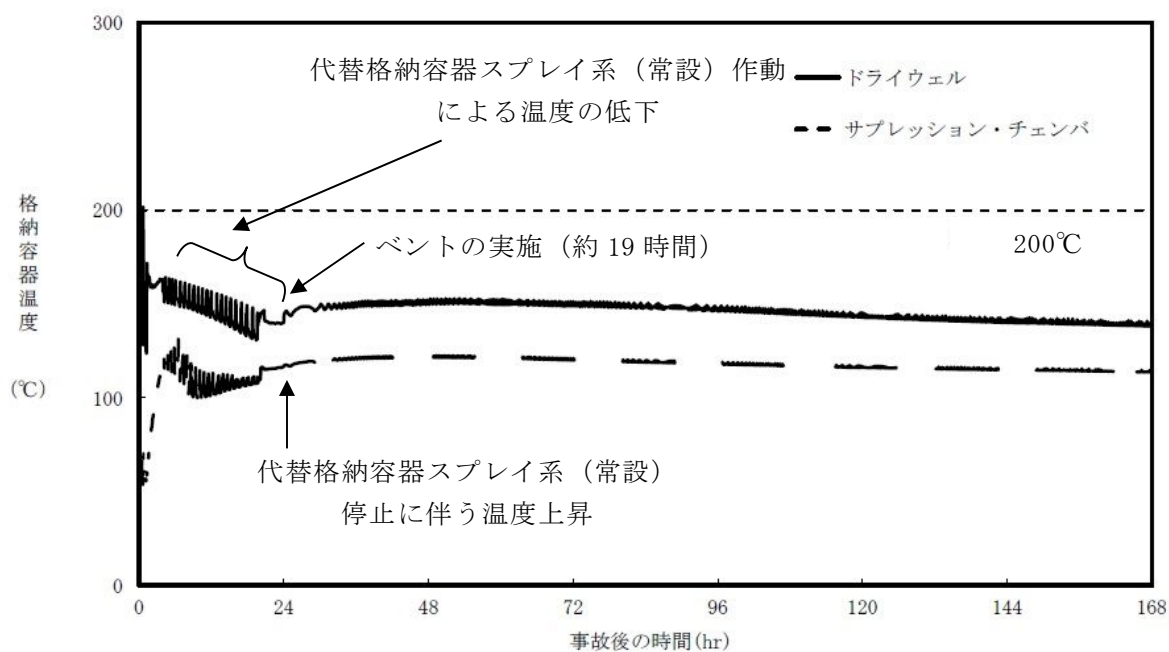
第 4.1.2-2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」

における系統概要図





第 4. 1. 2-3 図 「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）」における格納容器圧力の推移



第 4. 1. 2-4 図 「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）」における格納容器温度の推移



#### 4.1.3 格納容器フィルタベント系操作手順について

格納容器フィルタベント系の放出系統として、サプレッション・チェンバからとドライウエルから放出する系統の2通りあるが、サプレッション・プールにおけるスクラビング効果（エアロゾル等の低減効果）が期待できるサプレッション・チェンバからのベントを優先して使用する。

ただし、サプレッション・チェンバからのベントが実施できない場合には、ドライウエルからのベントを実施する。

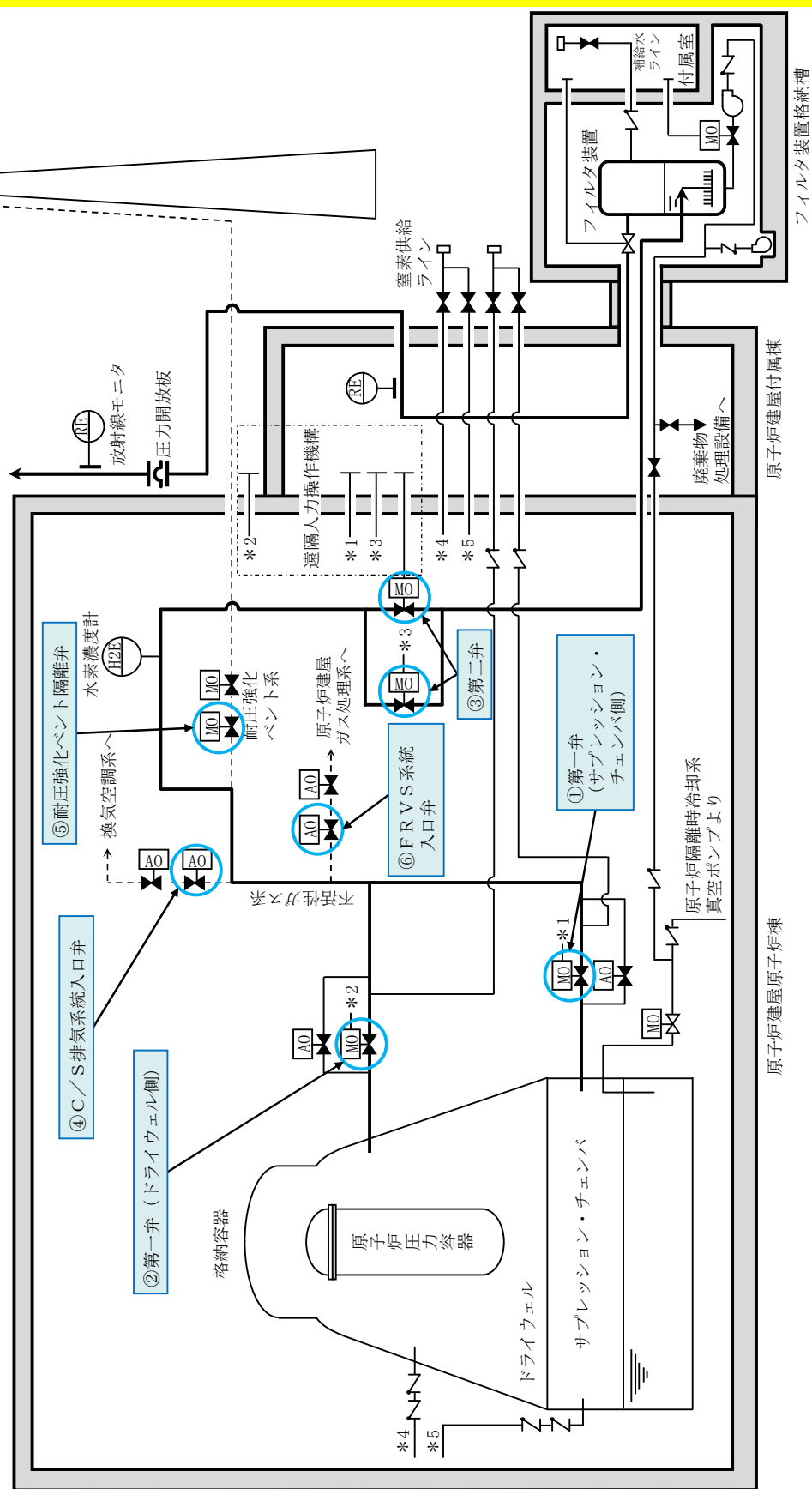
また、第一弁及び第二弁の操作順位は、第一弁の現場操作時間に対して第二弁操作時間が短いこと及びベント停止時には第一弁で隔離するため、第一弁のシート面保護の観点から、流体の流れが無い状態で第一弁の開操作を実施し、その後第二弁の開操作を実施する。

なお、ベント停止時に第一弁で隔離する理由は、ベント停止後の格納容器フィルタベント系への窒素供給時において、第一弁下流から窒素を供給することで第一弁と第二弁間の水素滞留を防止するためである。

格納容器フィルタベント系の系統概要図（操作対象箇所）を第 4.1.3-1 図に示す。



※：図中の番号は 4.1.3(2) b. (a) 及び(b) に対応している



第 4.1.3-1 図 格納容器フィルタバント系の系統概要図 (操作対象箇所)



(1) 格納容器フィルタベント系におけるベントタイミング

格納容器フィルタベント系によるベント操作は、第 4.1.3-1 表に示す基準に到達した場合に、発電長の指示の下に運転員が実施する。これにより、格納容器の過圧破損防止、格納容器内での水素燃焼防止及び大気へ放出される放射性物質の総量の低減ができる。

第 4.1.3-1 表 ベント実施判断基準

炉心状態	目的	実施判断基準
炉心損傷なし	過圧破損防止	格納容器圧力 310kPa [gage]（最高使用圧力：1Pd）到達
炉心損傷を 判断した場合		サプレッション・プール通常水位+6.5m 到達
		格納容器スプレイが実施できない場合
	水素燃焼防止	格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.3vol%到達
	大気へ放出される放射 性物質の総量の低減	格納容器温度 200℃以上において温度上昇が継続している 場合
原子炉建屋水素濃度 2vol%到達		

格納容器の過圧破損防止の観点では、炉心損傷なしの場合は、残留熱除去系等の格納容器除熱機能が喪失し格納容器圧力が上昇した際、格納容器圧力が 217kPa [gage] から 279kPa [gage] の範囲で代替格納容器スプレイ系（常設）による間欠格納容器スプレイを実施する。外部水源によるスプレイであるため、サプレッション・プール通常水位+6.5m に到達すればベントライン水没を防止する観点から格納容器スプレイを停止し、格納容器圧力が 310kPa [gage] に到達した時点でベントの実施を判断する。これは、格納容器除熱機能の復旧時間の確保及び追加放出された希ガスの減衰時間を確保すること



を目的としている。炉心損傷を判断した場合は、465kPa [gage] から 400kPa [gage] の範囲で代替格納容器スプレイ系（常設）による間欠格納容器スプレイを実施し、サプレッション・プール通常水位+6.5m に到達した時点で格納容器スプレイを停止するとともにベントを実施する。炉心損傷の有無により、格納容器スプレイ実施基準を変更する理由は、炉心損傷した場合、格納容器内に放射性物質が放出されるため、炉心損傷なしの場合に比べてベント実施操作判断基準に到達するタイミングを遅らせることにより、ベント時の外部影響を軽減させるためである。なお、格納容器スプレイが実施できない場合には、格納容器過圧破損を防止する観点からベント実施を判断する。

また、炉心損傷を判断した場合は、ジルコニウム-水反応により大量の水素が発生し、格納容器内の水素濃度は可燃限界の 4vol% を超過する。その後、水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度が上昇し、格納容器内水素・酸素濃度が可燃限界に到達することにより、格納容器内で水素燃焼が発生するおそれがある。この水素燃焼の発生を防止するため、格納容器内酸素濃度がドライ条件にて 4.3vol% に到達した時点でベント操作を実施することで格納容器内の水素・酸素を排出する。

格納容器の機能の劣化により格納容器からの著しい漏えいが発生するおそれがある場合又は発生した場合には、フィルタ装置を介したベントを実施することにより、大気へ放出される放射性物質の総量の低減を図る。ベント実施の判断フローを第 4.1.3-2～4 図に示す。

炉心損傷の有無の判断は、第 4.1.3-2 表に示すパラメータを確認する。



第 4.1.3-2 表 確認パラメータ（炉心損傷判断）

確認パラメータ	炉心損傷判断
ドライウエル又はサブ レッション・チェンバ の $\gamma$ 線線量率	設計基準事故（原子炉冷却材喪失）におい て想定する希ガスの追加放出量相当の $\gamma$ 線線量率の 10 倍以上となった場合、炉心 が損傷したものと判断する※。

※ この基準は、炉内内蔵量の割合約 0.1%に相当する希ガスが格納容  
器内に放出した場合の  $\gamma$  線線量率相当となっている。（別紙 23）



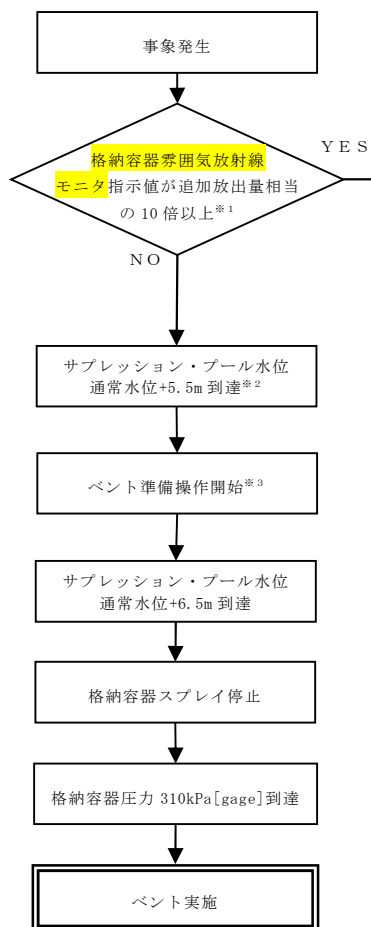


図 4.1.3-3 図に  
詳細フローを示す

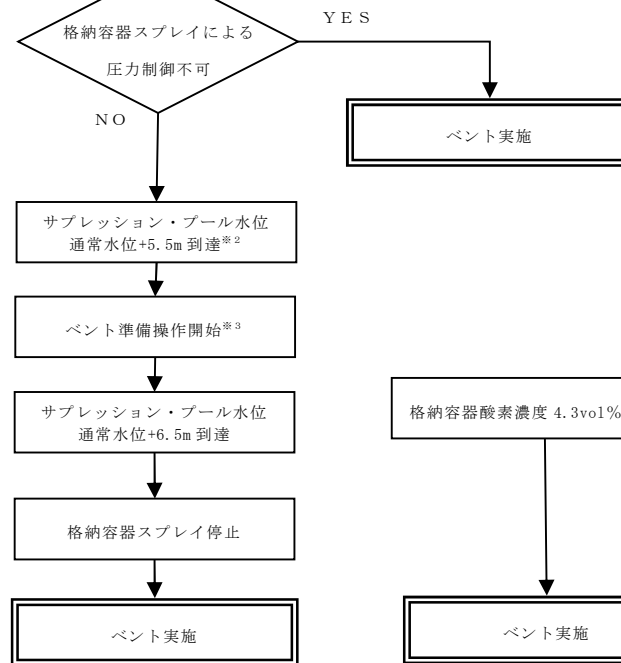


図 4.1.3-4 図に  
詳細フローを示す

## 第 4.1.3-2 図

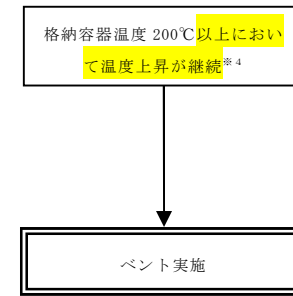
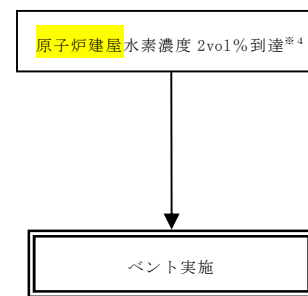
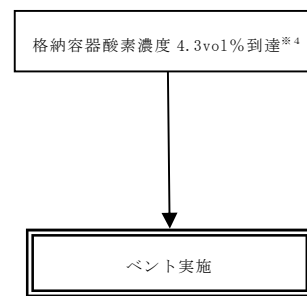
## ベント実施の判断フロー

※1 格納容器雰囲気放射線モニタ  $\gamma$  線線量率が設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量相当の10倍以上となった場合、スプレイ及びベントの運用を変更する。

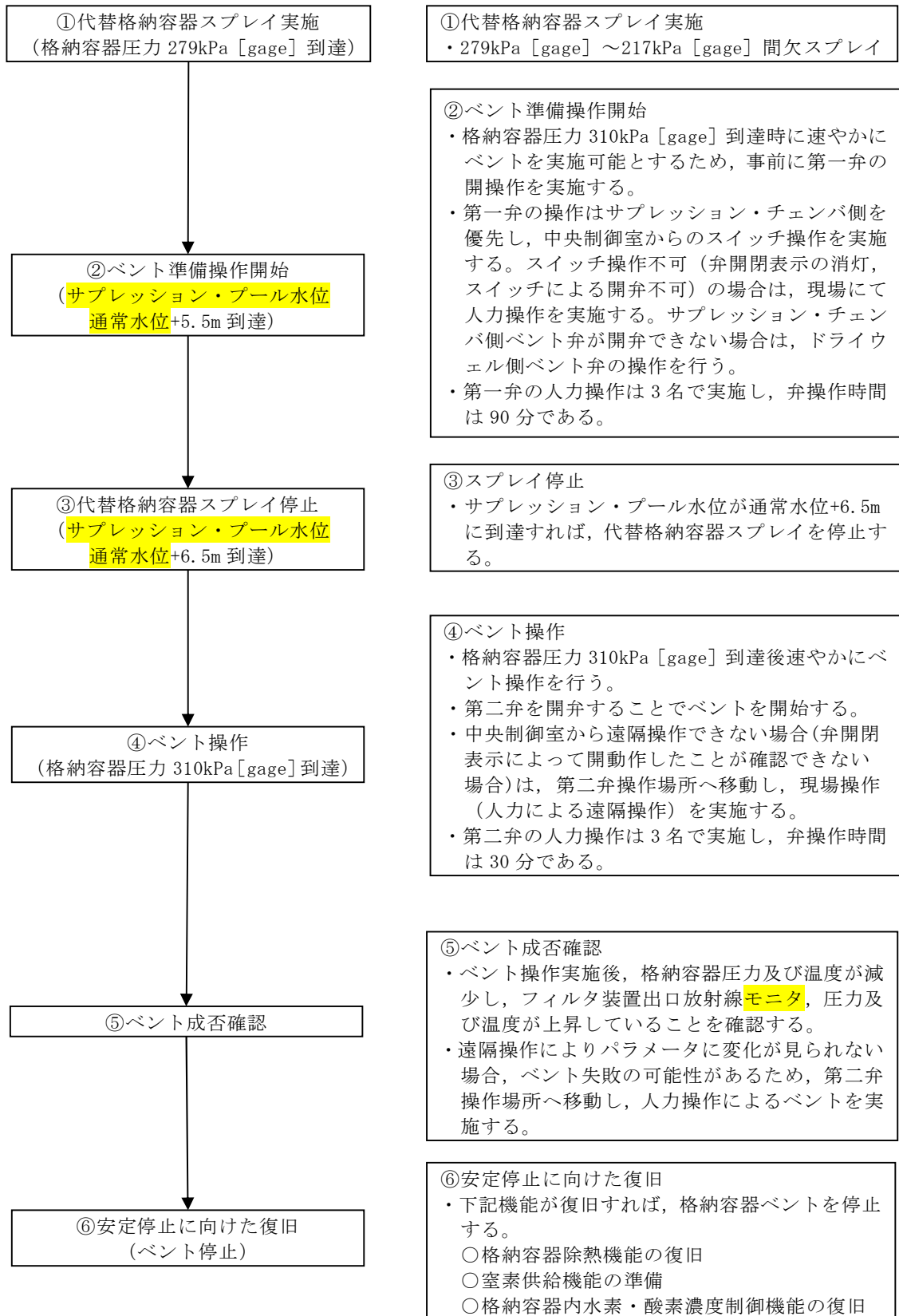
※2 ベント準備に要する時間を考慮し、確実にベント準備が完了するタイミングとして設定。

※3 ベント準備は、格納容器限界圧力到達までに速やかにベントを実施するため、第一弁の開を実施する。第一弁操作はサブプレッション・チェンバ側を優先し、中央制御室からの遠隔操作を実施する。遠隔操作不可の場合には現場にて手動操作を実施する。

※4 事故対応実施中にベント基準に到達した場合には、ベント準備操作及びベント操作を実施する。

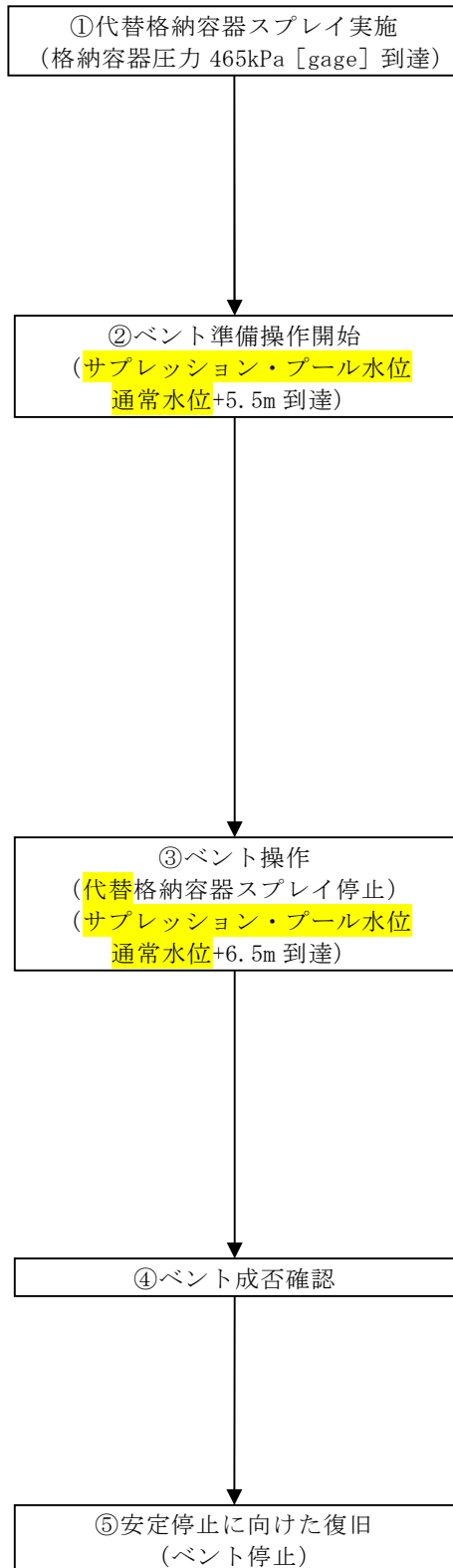






第 4.1.3-3 図 炉心損傷していない場合のベント実施フロー





①代替格納容器スプレイ実施

- ・465kPa [gage] ～400kPa [gage] 間欠スプレイ

②ベント準備操作開始

- ・代替格納容器スプレイ停止後、速やかにベントを実施可能とするため、事前に第一弁の開操作を実施する。
- ・第一弁の操作はサブプレッション・チェンバ側を優先し、中央制御室からのスイッチ操作を実施する。スイッチ操作不可（弁開閉表示の消灯、スイッチによる開弁不可）の場合は、現場にて人力操作を実施する。サブプレッション・チェンバ側ベント弁が開弁できない場合は、ドライウェル側ベントに切替えて弁の操作を行う。
- ・サブプレッション・プール水位通常水位+5.5m に到達すれば、第二弁操作者は第二弁現場操作場所へ移動し、待機する。
- ・第一弁の人力操作は3名で実施し、弁操作時間は90分である。

③ベント操作

- ・格納容器圧力 620kPa 「gage」 までに確実にベントを実施するため、サブプレッション・プール水位通常水位+6.5m 到達後格納容器スプレイを停止し、速やかにベント操作を行う。
- ・第二弁を開弁することでベントを開始する。
- ・ベント開始後、中央制御室操作者は中央制御室待避室に待避する。
- ・中央制御室から遠隔操作できない場合（弁開閉表示によって開動作したことが確認できない場合）は、現場待機している第二弁操作者へ連絡し、現場操作（人力による遠隔操作）を実施する。
- ・第二弁の人力操作は3名で実施し、開操作時間は30分である。

④ベント成否確認

- ・ベント操作実施後、格納容器圧力及び温度が減少し、フィルタ装置出口放射線モニタ、圧力及び温度が上昇していることを確認する。
- ・遠隔操作によりパラメータに変化が見られない場合、ベント失敗の可能性があるので、人力操作によるベントを実施する。

⑤安定停止に向けた復旧

- ・下記機能が復旧すれば、格納容器フィルタベントを停止する。
  - 格納容器除熱機能の復旧
  - 窒素供給機能の準備
  - 格納容器内水素・酸素濃度制御機能の復旧

第 4.1.3-4 図 炉心損傷を判断した場合のベント実施フロー



## (2) 格納容器フィルタベント系の操作手順の概要

### a. 系統待機状態の確認

格納容器フィルタベント系の待機状態において、第 4.1.3-3 表に示すパラメータにより、系統に異常がないことを確認する。

第 4.1.3-3 表 確認パラメータ（系統待機状態）

確認パラメータ	確認内容
フィルタ装置水位	待機水位である 2,530～2,800 mm の範囲にあること
フィルタ装置スクラビング水 pH	アルカリ性であること
フィルタ装置排気ライン圧力	微正圧に維持されていること

### b. ベント準備操作

ベント準備操作は、ベント操作が必要になった場合に速やかに実施できるように、以下に示す事前準備を行う。

なお、弁名称及び弁名称に付記する①～⑥の番号は、第 4.1.3-1 図の番号に対応している。

#### (a) ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認

中央制御室にてベント実施に必要な隔離弁の健全性を確認するため、当該弁に電源が供給されていることを表示灯により確認する。

①第一弁（サプレッション・チェンバ側）

②第一弁（ドライウェル側）

③第二弁



(b) 他系統との隔離確認

ベント操作前に、中央制御室にて他系統（換気空調系、原子炉建屋ガス処理系及び耐圧強化ベント系）と隔離する弁が全閉となっていることを表示灯により確認する。

④ C / S 排気系統入口弁

⑤ 耐圧強化ベント隔離弁

⑥ F R V S 系統入口弁

(c) 第一弁の開操作

中央制御室にて開操作を実施する。万一、中央制御室での開操作ができない場合には、現場にて第一弁の人力による開操作を実施する。

また、格納容器フィルタベント系の放出経路として、サプレッション・チェンバからとドライウェルから放出する経路の 2 通りあるが、サプレッション・プールにおけるスクラビング効果（エアロゾル等の低減効果）が期待できるサプレッション・チェンバからのベントを優先して使用する。

ただし、サプレッション・チェンバからのベントが実施できない場合には、ドライウェルからのベントを実施する。

現場操作の着用装備は、全面マスク、タイベック、アノラック、綿手袋、ゴム手袋及び胴長であり、着用時間は 12 分である。

(d) 第二弁操作のための要員移動

炉心損傷がある場合、格納容器圧力が 620kPa[gage]到達までに確実にベントが実施できるよう、ベント実施基準到達までに第二弁操作場所に移動し、待機する。

現場操作の着用装備は、全面マスク、タイベック、アノラック、綿手袋、ゴム手袋及び胴長であり、着用時間は 12 分である。



c. ベント準備判断の確認パラメータ

ベント準備の判断は、ベント実施判断基準の到達までに確実にベント準備操作が完了する基準として、炉心損傷有無に関わらず、サプレッション・プール通常水位+5.5m 到達によりベント準備実施の判断をする。

(別紙 26)

ベント準備着手判断に必要なパラメータを以下に示す。

- ・サプレッション・プール水位

なお、ベント準備実施基準であるサプレッション・プール通常水位+5.5m 到達以前に第 4. 1. 3-1 表に示すいずれかのベント実施基準を満たした場合には、ベント準備操作とベント実施操作を連続して実施する。

d. ベント準備作業の妥当性

炉心損傷なしの場合及び炉心損傷ありの場合の作業項目及び作業環境を第 4. 1. 3-4 表に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での遠隔操作の場合と現場での手動操作（人力による遠隔操作）の場合について記載している。

ベント準備は、ベント実施判断基準に到達した場合の速やかなベント実施を可能とするため、事前に第一弁を開操作すること及び第二弁作業場所へ移動し待機することを目的としている。本操作はベント実施に不可欠な操作であることから、ベント実施基準到達までにベント準備操作を完了させることとする。



第 4.1.3-4 表 ベント準備操作時の作業項目及び作業環境

作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線量	照明	その他	
他系統との隔離	中央制御室	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお、非常用照明及び直流非常灯が使用できない場合には、中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—
ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認			【炉心損傷後】 57mSv/7 日間			
第一弁開操作 (移動含む)	原子炉建屋付 属 棟 (二次格納施設 外)	通常運転時と同程度。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。	ヘッドライトやLED ライトを携帯しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	携帯型有線通話装置、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS 端末)、送受信器のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。
第二弁への現場移動	屋外 原子炉建屋付属 棟 (二次格納施設 外)		【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。			
			【炉心損傷後】 14mSv/h 以下			

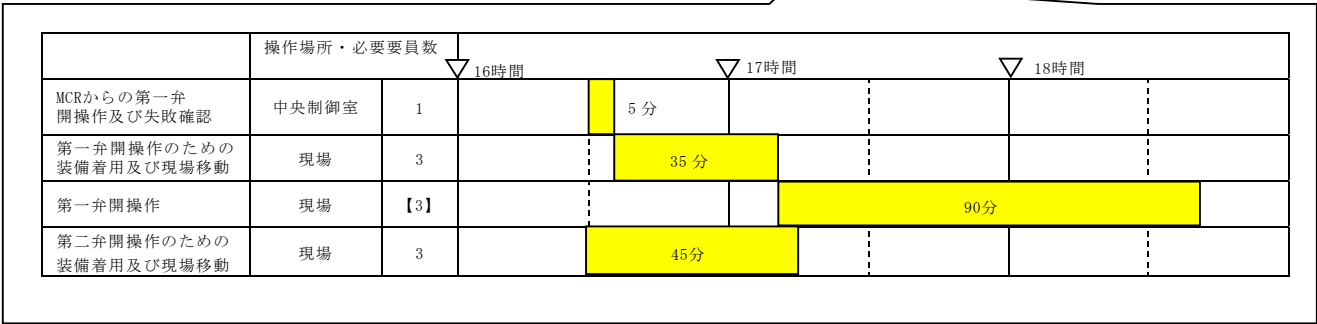
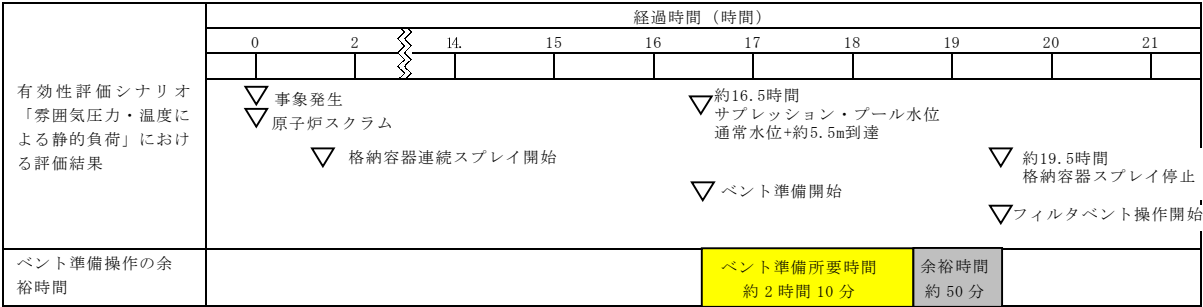


e. ベント準備操作の余裕時間

ベントを実施する有効性評価シナリオのうち、ベント準備操作の余裕時間の最も短い「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）」における現場での手動操作（人力による遠隔操作）を使用した場合のベント準備の余裕時間についてタイムチャートを第 4. 1. 3-5 図に示す。

第 4. 1. 3-5 図に示すとおり、ベント準備完了後からベント実施基準であるサプレッション・プール通常水位+6. 5m 到達までに十分な時間があることから、確実に準備を完了することができる。

【炉心損傷を判断した場合のベント準備】



第 4. 1. 3-5 図 ベント準備操作のタイムチャート



f. ベント実施操作判断基準

(a) 炉心損傷なしの場合

i) 格納容器圧力 310kPa [gage] 到達

格納容器の健全性を確保するため、最高使用圧力である 310kPa [gage] に到達した時点でベントを実施する。

(b) 炉心損傷を判断した場合

i) サプレッション・プール通常水位+6.5m 到達

格納容器へ大量の放射性物質が放出されることから、大気への放射性物質の放出を極力遅らせることでベント時の外部影響を軽減させるため、限界圧力を下回る 620kPa [gage] に到達するまでにベントを実施する。具体的には、中央制御室での遠隔操作に失敗した場合の現場手動操作時間を考慮し、格納容器スプレイ停止基準である サプレッション・プール通常水位+6.5m に到達した時点でベントを実施する。

ii) 格納容器酸素濃度がウェット条件にて 4.3vol% に到達した場合

炉心損傷時には、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により水素・酸素が発生し、可燃限界に到達すると水素燃焼が発生するおそれがある。これを防止するため、可燃限界到達前に格納容器内の水素・酸素を排出することを目的として、格納容器酸素濃度がウェット条件にて 4.3vol% に到達した場合にベントを実施する。

4.3vol% の基準設定に当たっては、酸素濃度の可燃限界である

5vol% に対し、計器誤差の±約 0.6vol% 及び時間余裕を考慮して設定した。



iii) 格納容器スプレイが実施できない場合

格納容器スプレイが実施できない場合には、格納容器過圧破損防止のため、ベント実施を判断する。(別紙 25)

iv) 格納容器温度が 200℃以上において温度上昇が継続している場合

格納容器への十分な注水等ができない場合、格納容器雰囲気は過熱状態になり、格納容器は限界圧力に達する前に限界温度を下回る 200℃に達し、いずれは過温破損に至る。このような場合、フィルタ装置を介した放出経路を形成し、大気への放射性物質の放出を極力低減することを目的としてベントを実施する。(別紙 21)

v) 原子炉建屋水素濃度 2vol%到達時点

原子炉建屋水素濃度 2vol%到達時点で格納容器からの異常な漏えいを判断し、格納容器圧力を低下させることで漏えい箇所からの漏えい量を低減し、フィルタ装置を介さない大気への放射性物質の放出を極力低減することを目的としてベントを実施する。(別紙 24)

g. ベント実施操作判断の確認パラメータ

(a) 炉心損傷なしの場合

i) 格納容器圧力 310kPa [gage] 到達

炉心損傷がない場合は、格納容器圧力にてベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。

・格納容器圧力

なお、格納容器圧力の測定ができない場合には、格納容器圧力を推定する手段として、格納容器温度を代替パラメータとする。(別紙 19)



(b) 炉心損傷を判断した場合

i) サプレッション・プール通常水位+6.5m 到達

炉心損傷を判断した場合は、間欠格納容器スプレイを実施しながら、サプレッション・プール水位にてベント実施操作を判断する。したがって、確認パラメータは以下のとおり。

- ・サプレッション・プール水位

ii) 格納容器酸素濃度がウェット条件にて4.3vol%に到達した場合

格納容器酸素濃度によりベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。

- ・格納容器内酸素濃度 (SA)

iii) 格納容器スプレイが実施できない場合

格納容器スプレイによる圧力制御失敗によりベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。

- ・格納容器圧力
- ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び代替循環冷却系格納容器スプレイ流量

iv) 格納容器温度が 200℃以上において温度上昇が継続している場合

格納容器温度によりベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。

- ・ドライウエル雰囲気温度
- ・サプレッション・チェンバ雰囲気温度

v) 原子炉建屋水素濃度 2vol%到達時点

原子炉建屋水素濃度によりベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。

- ・原子炉建屋水素濃度



#### h. ベント実施操作の妥当性

ベントは、第二弁を開弁することで実施する。炉心損傷していない場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を第 4.1.3-5 表に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での操作を基本とするが、万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場（原子炉建屋付属棟）にて手動操作（人力による遠隔操作）を実施する。

なお、炉心損傷を判断する有効性評価の「格納容器圧力・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)」シーケンスにおいて、ベント準備段階の現場アクセス、現場待機、現場での手動操作、プルーム通過までの現場待機及び帰還の一連の作業での実効線量は、約 25mSv である。

第 4.1.3-5 表 ベント実施操作時の作業項目及び作業環境

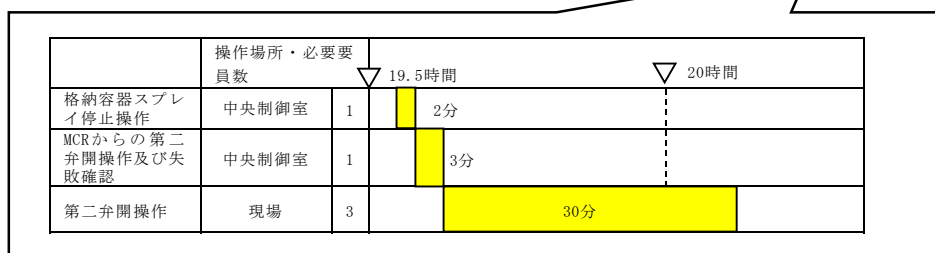
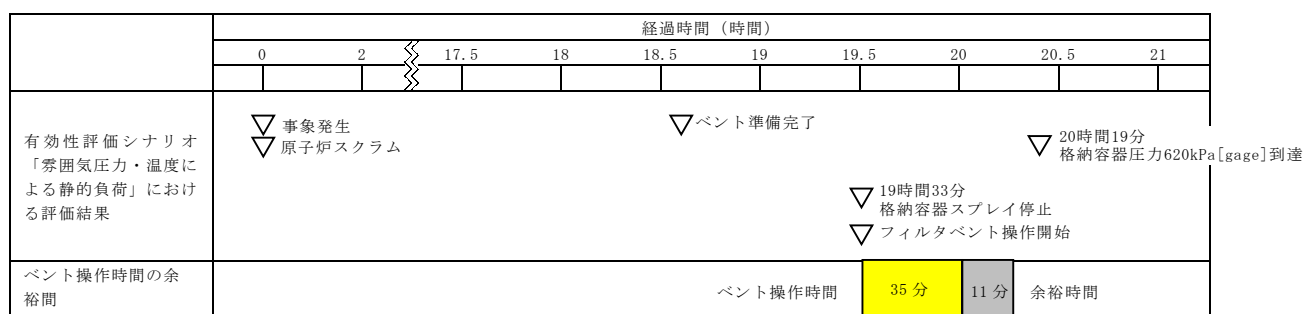
作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線量	照明	その他	
第二弁開操作	中央制御室	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。  【炉心損傷後】 57mSv/7 日間	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお、非常用照明及び直流非常灯が使用できない場合には、中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—
	原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）	通常運転時と同程度。	【炉心損傷前】 炉心損傷がないため、高線量となることはない。  【炉心損傷後】 14mSv/h 以下	ヘッドライトや LED ライトを携行しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



i. 有効性評価におけるベント実施操作の余裕時間

ベントを実施する有効性評価シナリオのうち、最もベント実施操作の余裕時間が短い「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）」における現場での手動操作（人力による遠隔操作）を装置したベント実施操作の余裕時間についてタイムチャートを第 4. 1. 3-6 図に示す。

第 4. 1. 3-6 図に示すとおり、ベント実施基準到達から格納容器限界圧力である 620kPa[gage]到達までに十分な時間があることから、確実にベント実施可能である。



第 4. 1. 3-6 図 ベント実施のタイムチャート



j. ベント成否確認

ベント操作開始時は、第 4.1.3-6 表に示すパラメータによりベントが開始されたことを確認する。

第 4.1.3-6 表 確認パラメータ（ベント操作開始時）

確認パラメータ	確認内容
格納容器圧力	指示値が低下すること
フィルタ装置圧力	指示値が上昇すること
フィルタ装置スクラビング水温 度	
フィルタ装置出口放射線モニタ	

パラメータに変化が見られない場合は、ベント失敗の可能性があるため、現場操作によるベントを実施する。

ベント開始直後は、格納容器内で発生する水素、水蒸気及び窒素等からなるベントガスが系統内に流入するが、系統内は不活性化されているため、高濃度の水素ガスが流入しても水素燃焼には至らない。



k. ベント継続時

ベント継続時は、第 4. 1. 3-7 表に示すパラメータによりベント継続状況に異常がないことを確認する。

また、フィルタ装置への水及び薬液の補給が必要になった場合には、水及び薬液を外部接続口から補給する。

第 4. 1. 3-7 表 確認パラメータ（ベント継続時）

確認パラメータ	確認内容
格納容器圧力及び温度	各パラメータに異常な変化がないこと
サプレッション・プール水位	
フィルタ装置圧力	
フィルタ装置水位	
フィルタ装置スクラビング水温	
度	
フィルタ装置出口放射線モニタ	
モニタリング・ポスト	

ベント継続時には、格納容器内及びフィルタ装置内では放射性物質の崩壊熱による多量の蒸気が発生することにより、水素濃度は低く抑えられるため、可燃限界に至らない。

なお、炉心損傷がない場合の格納容器フィルタベント系によるベント実施中に炉心損傷を判断した場合は、ベントを継続する運用とする。これは、ベント実施までには代替格納容器スプレイにより外部注水制限に到達していることが想定され、事象が進むことで発生する可能性のある炉心のリロケーション<sup>※</sup>及び原子炉圧力容器破損時の過熱蒸気発生の影響



響による格納容器圧力の急激な上昇を抑制する手段がベントのみであるためである。加えて、次のとおり、ベントを継続した場合でも、一時的にベント停止する場合と比較し、被ばくの観点で大きな差異はないと考えられる。

- ・ベントを停止しても格納容器の圧力上昇により再度ベントすることとなり、希ガス保持時間を大きく確保することはできないこと
- ・このような事態では、炉心損傷を判断する場合までにある程度の時間が経過していることから、希ガスの減衰時間は十分に確保されており、ベント停止しない場合でも大きな放出量にならないと考えられること

※ ここで言うリロケーションとは、炉心損傷後、熔融炉心が炉心下部プレナムに移行する状態を指す。

## 1. ベント停止操作

第 4.1.3-8 表に示す機能が全て復旧したことにより、ベント停止後も長期的に格納容器の安定状態を継続可能であることを判断する。また、第 4.1.3-9 表に示すパラメータを確認し、ベント停止操作が可能であることを判断した場合には、第一弁を閉とすることでベントを停止する。

(別紙 20)



第 4. 1. 3-8 表 ベント停止のために必要な機能及び設備

必要な機能	設備	設備概要
格納容器除熱機能	残留熱除去系又は代替循環冷却系	格納容器内に残存する核分裂生成物から発生する崩壊熱を除去し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する
	残留熱除去系海水系，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系	
窒素供給機能	可搬型窒素供給装置	<ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系の運転に伴う蒸気凝縮により，格納容器内が負圧になることを防止する</li> <li>・系統内のパージを実施する</li> </ul>
格納容器内水素・酸素濃度制御機能	可燃性ガス濃度制御系	水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止する
	格納容器水素・酸素濃度計	格納容器内の水素・酸素濃度を監視する

第 4. 1. 3-9 表 確認パラメータ（ベント停止時）

確認パラメータ	確認内容
格納容器圧力及び温度	310kPa [gage] 以下であること及び 171℃以下であること
格納容器水素濃度	可燃限界未満であること

ベント停止前から窒素供給装置による格納容器への窒素供給を行い，ベント停止後も継続し，系統を含めて不活性化することで，水素濃度は低く抑えられ，可燃限界には至らない。

第 4. 1. 3-7 図にベント停止前の窒素供給の概要を示す。

#### m. ベント停止操作手順

次にベント停止の流れを示す。

- ①格納容器除熱が可能であると判断した場合，窒素供給設備により格納容器に窒素注入を開始する。



- ・ベント弁は開状態であるため、注入した窒素はそのまま排出され  
ると考えられるが、ベント弁閉後における「水の放射性分解によ  
って発生する水素・酸素濃度の上昇」を抑制するため、早期に注  
入開始することを目的として最初の実施する。
- ・ドライウェル内に水素・酸素が滞留している可能性を考慮して、  
ドライウェル側から窒素供給する。

②第一弁を閉とする。

- ・第一弁閉後は、第一弁と第二弁の間に水素が滞留するおそれがあ  
るため、第一弁の下流から窒素を供給し滞留している水素をパー  
ジする運用としている。このため、第一弁でベントを停止する（第  
二弁は開状態を維持する）。
- ・フィルタ装置への窒素供給を開始する。

③残留熱除去系又は代替循環冷却系を起動する。

- ・ベント弁を閉止後、サプレッション・プール水温度が飽和温度以  
下であることを確認し、残留熱除去系又は代替循環冷却系を起動  
する。

- ・残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱を実施する  
ことで、格納容器内の気相を蒸気から窒素へ置換する。

④格納容器の気相が蒸気から窒素への置換が完了したことを確認し、  
第一弁を開として格納容器の圧力を低下させる。

⑤、可燃性ガス濃度制御系を起動する。

- ・残留熱除去系による冷却水を供給し、可燃性ガス濃度制御系の暖  
気運転を開始する。
- ・起動後 2 時間以内に暖機運転が完了し、処理が開始される。

⑥第一弁を閉とする。



⑦格納容器への窒素注入を停止する。

⑧格納容器内水素・酸素濃度計により，格納容器内水素・酸素濃度を監視する。

n．ベント停止操作の妥当性

炉心損傷なしの場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を第 4.1.3-10 表に示す。ベント弁の閉操作については，中央制御室での操作を基本とするが，万一，中央制御室での操作ができない場合には，現場（原子炉建屋付属棟）にて手動操作を実施する。

第 4.1.3-10 表 ベント停止操作項目及び作業環境

作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線量	照明	その他	
第一弁操作	中央制御室	中央制御室の室温については，空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが，作業に支障を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため，高線量となることはない。  【炉心損傷後】 57mSv/7 日間	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお，非常用照明及び直流非常灯が使用できない場合には，中央制御室内に配備している可搬型照明により，照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—
	原子炉建屋付属棟 (二次格納施設外)	通常運転時と同程度。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため，高線量となることはない。  【炉心損傷後】 14mSv/h 以下	ヘッドライトや LED ライトを携帯しているため，建屋内非常用照明が消灯した場合においても，操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	携帯型有線通話装置，電力保安通信用電話設備(固定電話機，PHS 端末)，送受話器のうち，使用可能な設備により，中央制御室に連絡する。
窒素供給操作	屋外	— (屋外での作業)	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため，高線量となることはない。  【炉心損傷後】 3.9mSv/h 以下	車両の作業用照明・ヘッドライト・LED ライトにより，操作可能である。夜間においても，操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	衛星電話設備(固定型，携帯型)，無線連絡設備(固定型，携帯型)，電力保安通信用電話設備(固定電話機，PHS 端末)，送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部に連絡する。



o. ベント停止後の操作

ベント停止後は、第 4. 1. 3-11 表で示すパラメータにより格納容器及び格納容器フィルタベント系に異常がないことを確認する。

第 4. 1. 3-11 表 確認パラメータ（ベント停止後）

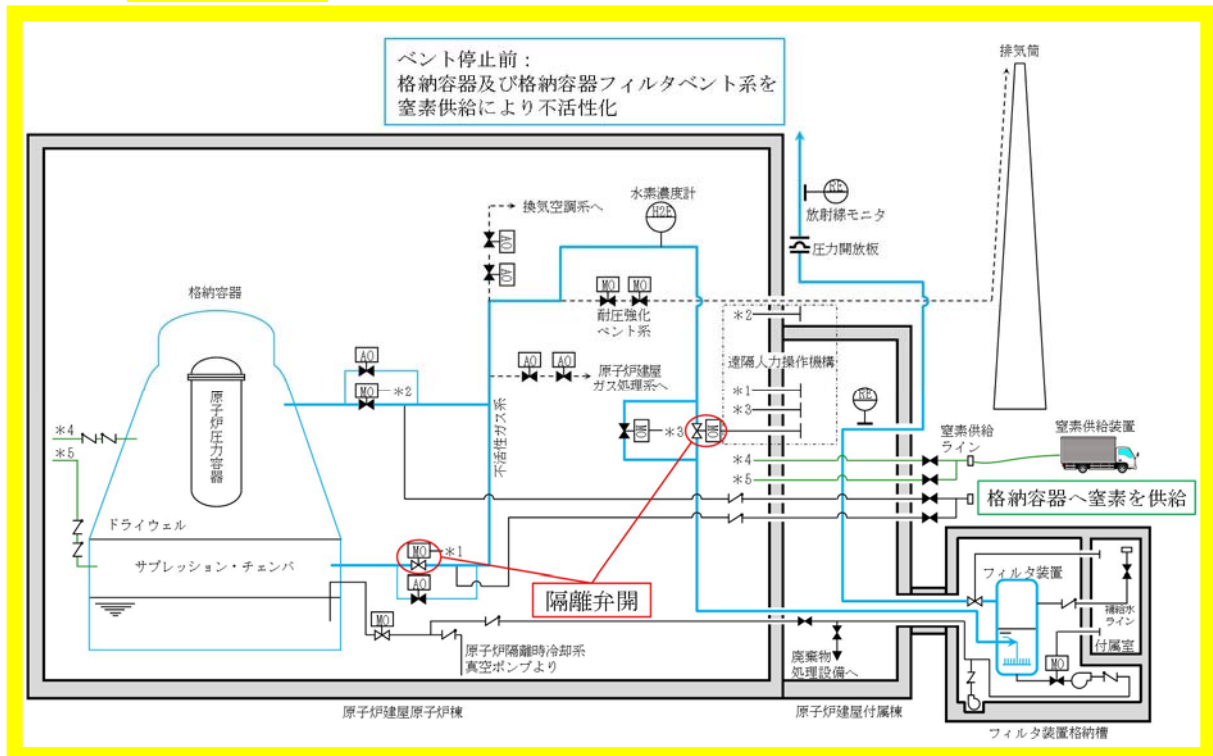
確認パラメータ	確認内容
格納容器圧力及び温度	・ 格納容器内が負圧でないこと ・ ベント停止後長期的に格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと
格納容器水素濃度	格納容器内及びフィルタ装置入口の水素濃度の異常な上昇がないこと
フィルタ装置入口水素濃度	
フィルタ装置水位	フィルタ装置の水位が確保されていること（フィルタ装置のスクラビング水の移送時を除く）
フィルタ装置スクラビング水温度	温度の異常な上昇がないこと
フィルタ装置出口放射線モニタ	放射線量率の異常な上昇がないこと

ベント実施後はフィルタ装置出口ラインの圧力開放板が開放されていることから、ベント操作を停止した後は、フィルタ装置を大気と隔離するため、フィルタ装置出口弁を「閉」にする。

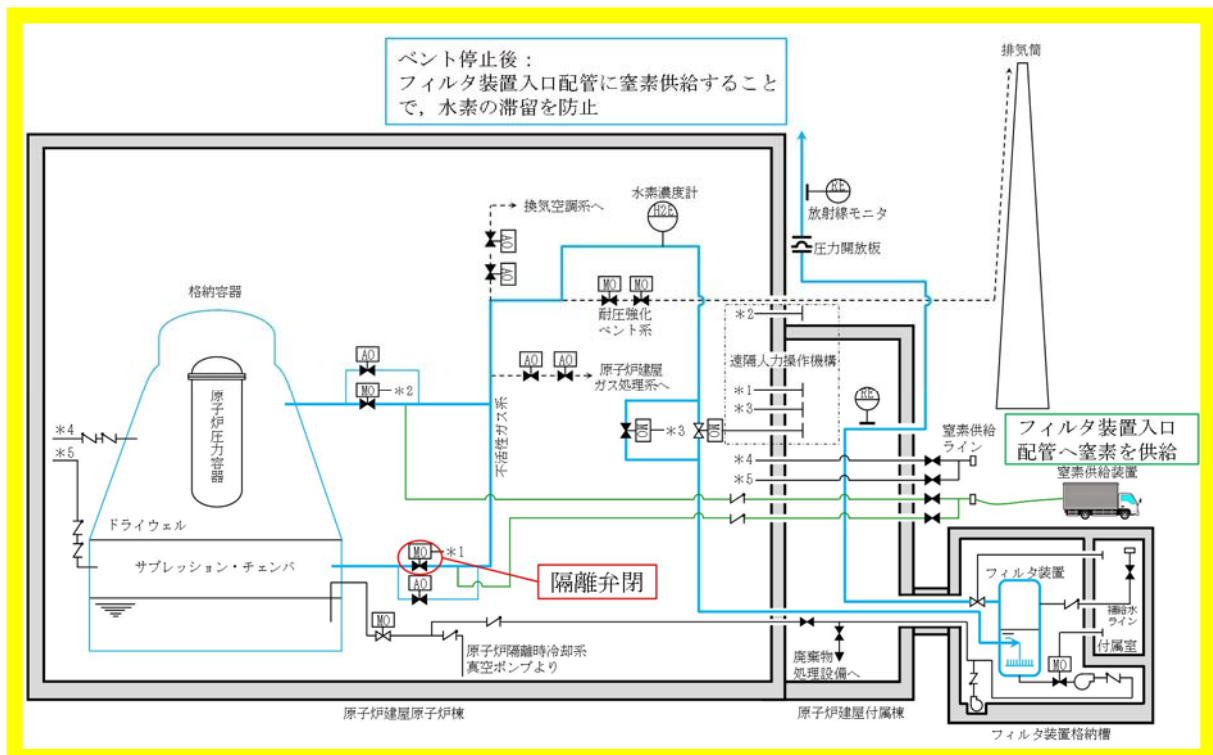
なお、フィルタ装置出口弁の閉操作については、フィルタ装置のスクラビング水温度が上昇しないこと及び水素濃度の上昇により可燃限界濃度に到達しないことにより判断する。



第 4.1.3-8 図にベント停止後の窒素供給の概要を示す。



第 4.1.3-7 図 窒素供給概要図（ベント停止前）



第 4.1.3-8 図 窒素供給概要図（ベント停止後）



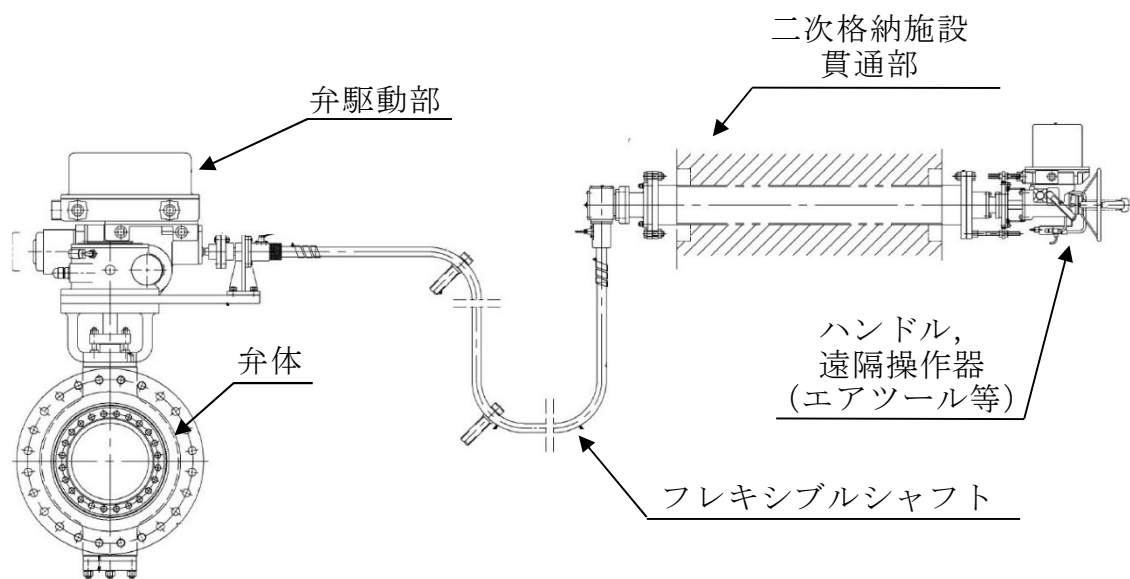
## 4.2 現場における操作について（別紙 17， 18）

### 4.2.1 隔離弁の現場操作

第一弁，第二弁とも交流電源で駆動することから，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受電することで，中央制御室からの操作が可能である。

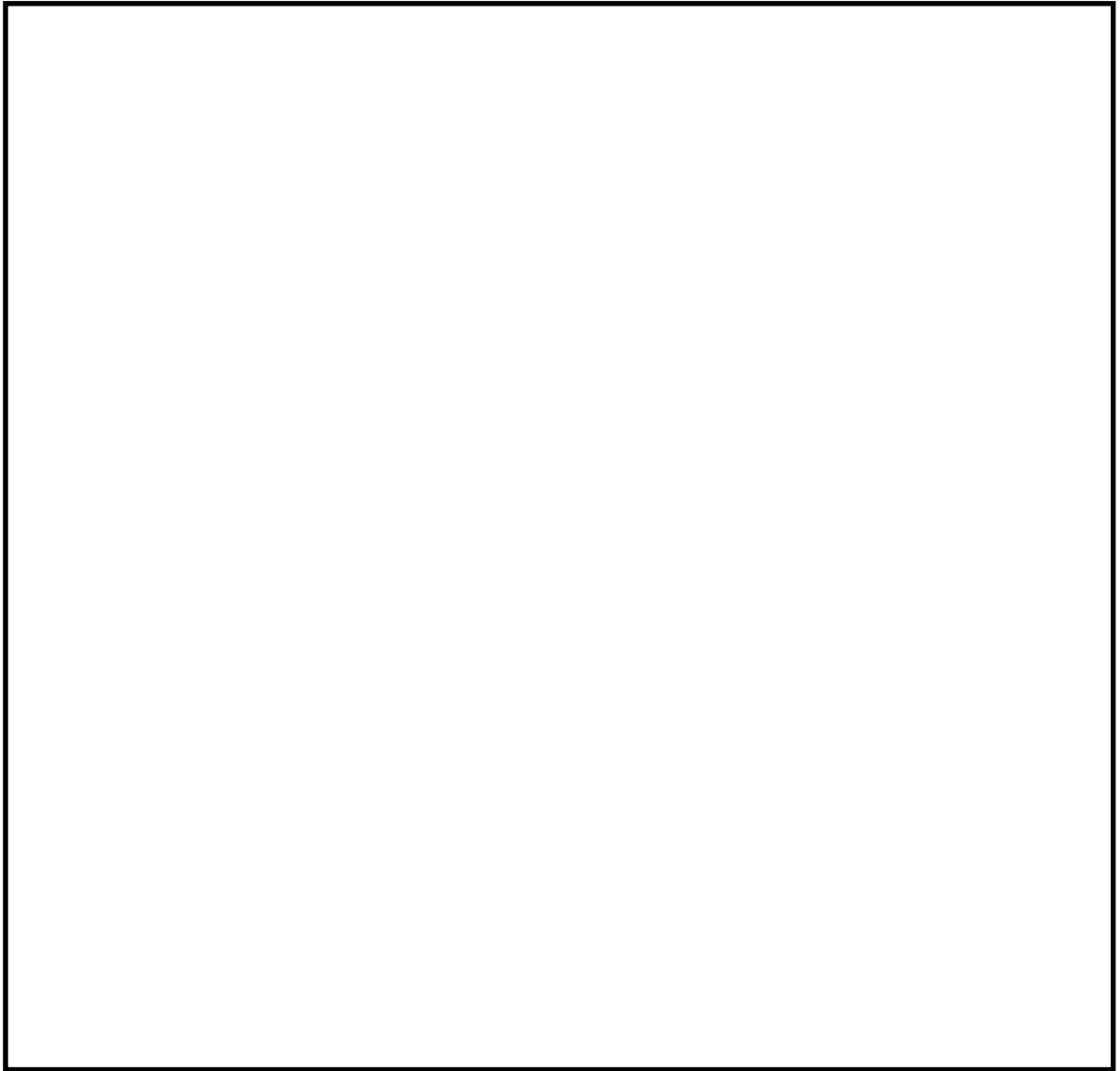
これらの代替電源設備からの受電が期待できない場合は，フレキシブルシャフトにより，原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）より人力で操作が可能である。

人力による操作の概略を第 4.2.1-1 図に示す。また，現場操作場所を第 4.2.1-2 図～4 図に示す。



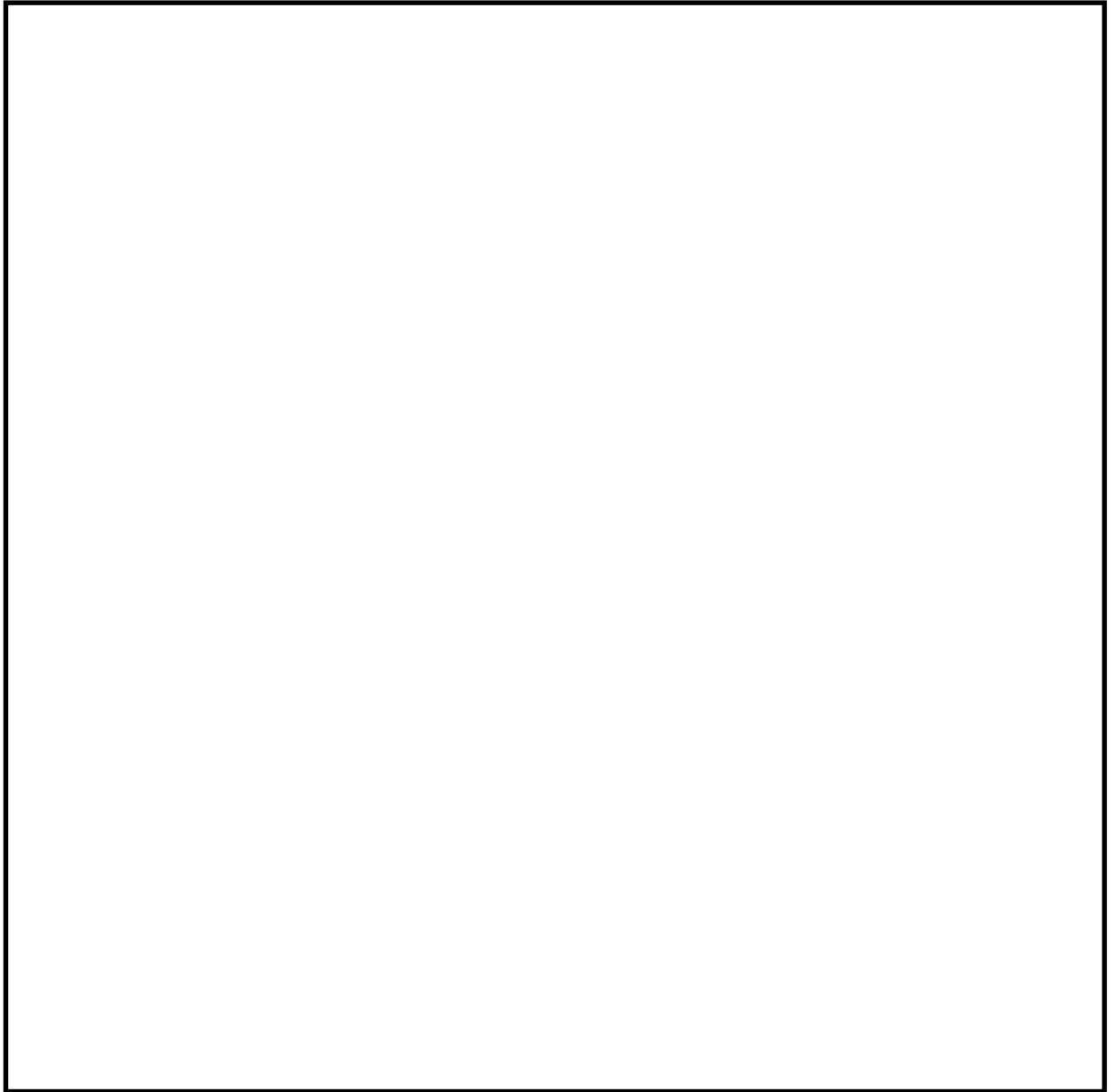
第 4.2.1-1 図 遠隔人力操作機構概略図





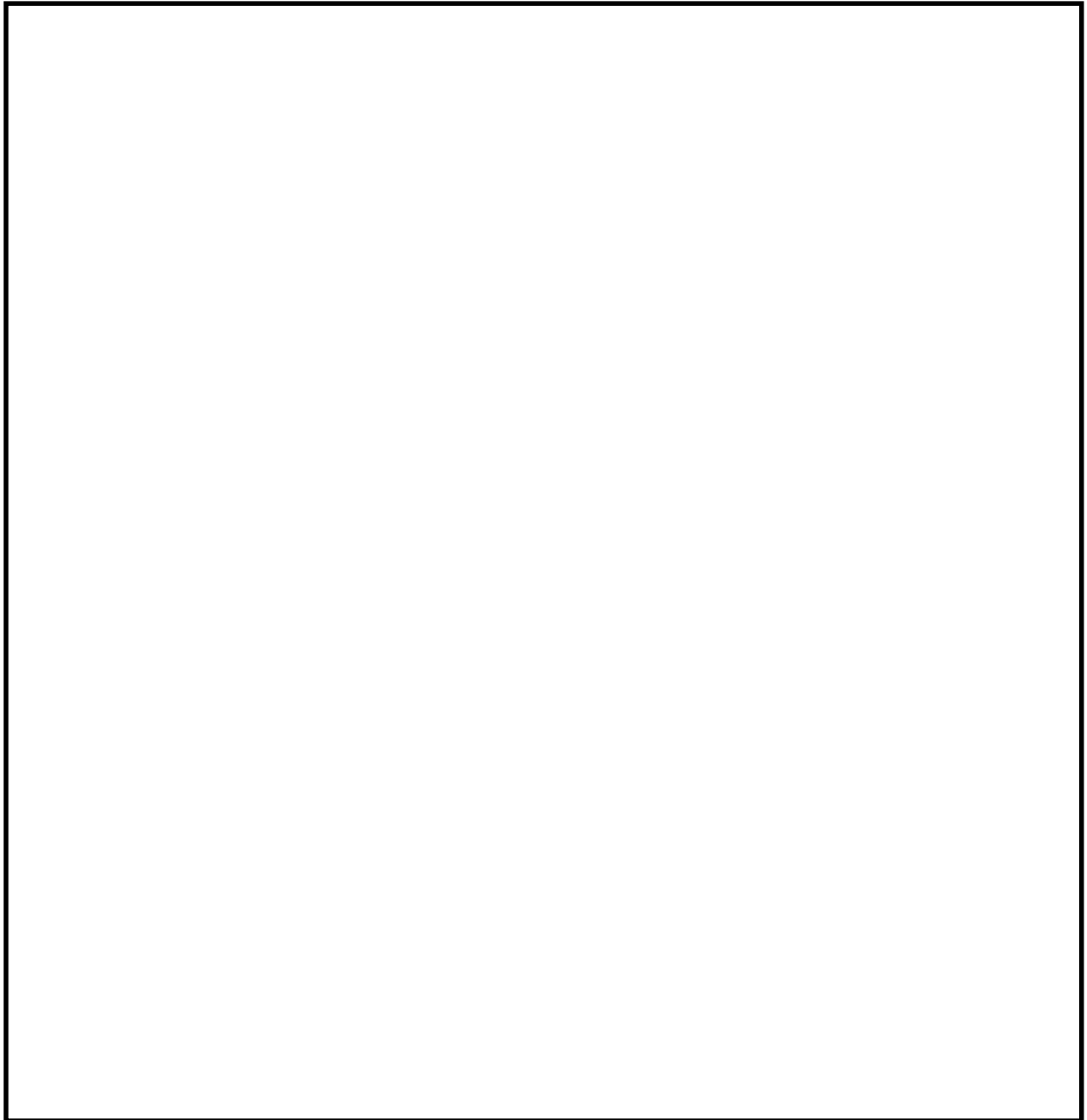
第 4.2.1-2 図 隔離弁の操作場所





第 4.2.1-3 図 隔離弁の操作場所





第 4.2.1-4 図 隔離弁の操作場所



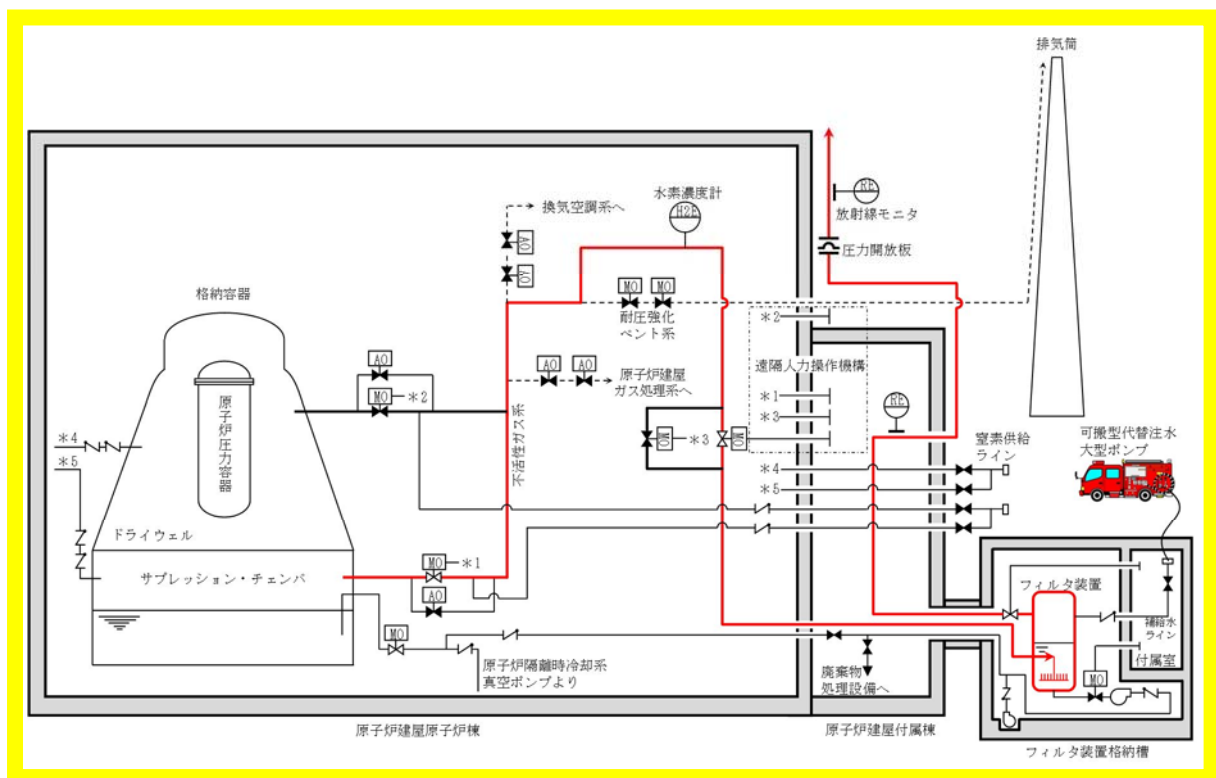
#### 4.2.2 スクラビング水の補給

スクラビング水は、ベンチュリスクラバで捕集した放射性物質の崩壊熱等による蒸発を考慮しても、ベント開始後 24 時間は運転員等による補給操作が不要となる水量を保有するとともに、スクラビング水が減少した場合にベントフィルタ外部より補給を行う。

格納槽外部に設置された接続口に可搬型の注水設備等を接続し、水を補給する。補給に使用する配管に設置された弁は、格納槽内の遮蔽を考慮した人員立入スペースより手動操作を行う。

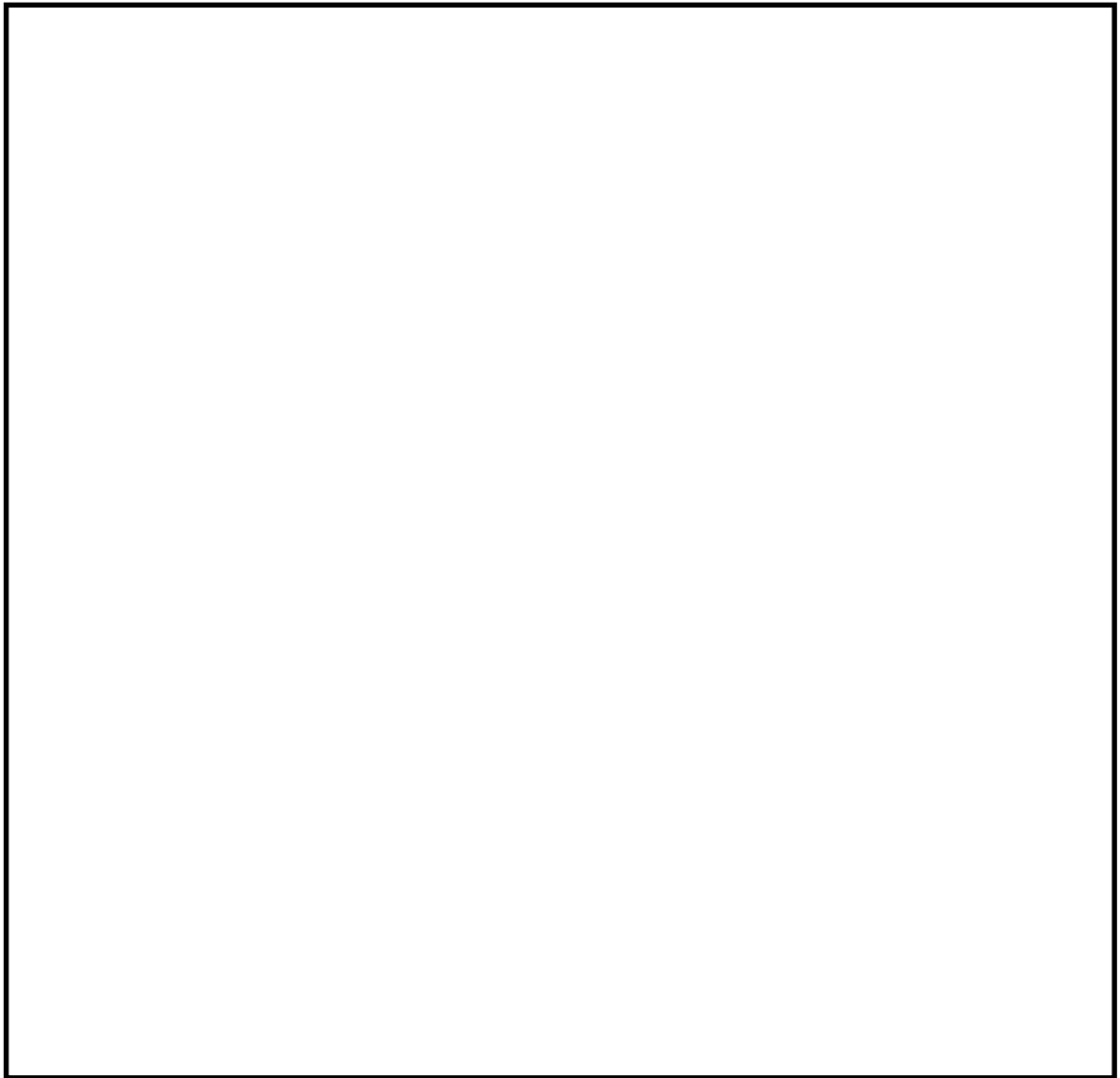
現場操作場所への経路は地震、津波による被害要因を想定し、経路確保のためのホイールローダ等の重機を配備することで、可能な限り早急な仮復旧時間で移動ルートを確認する。

スクラビング水補給時の系統状態の概要を第 4.2.2-1 図に、スクラビング水補給用接続口の現場位置を第 4.2.2-2 図に示す。



第 4.2.2-1 図 スクラビング水補給時の系統状態概要図





第 4. 2. 2-2 図 スクラビング水補給時の現場操作場所

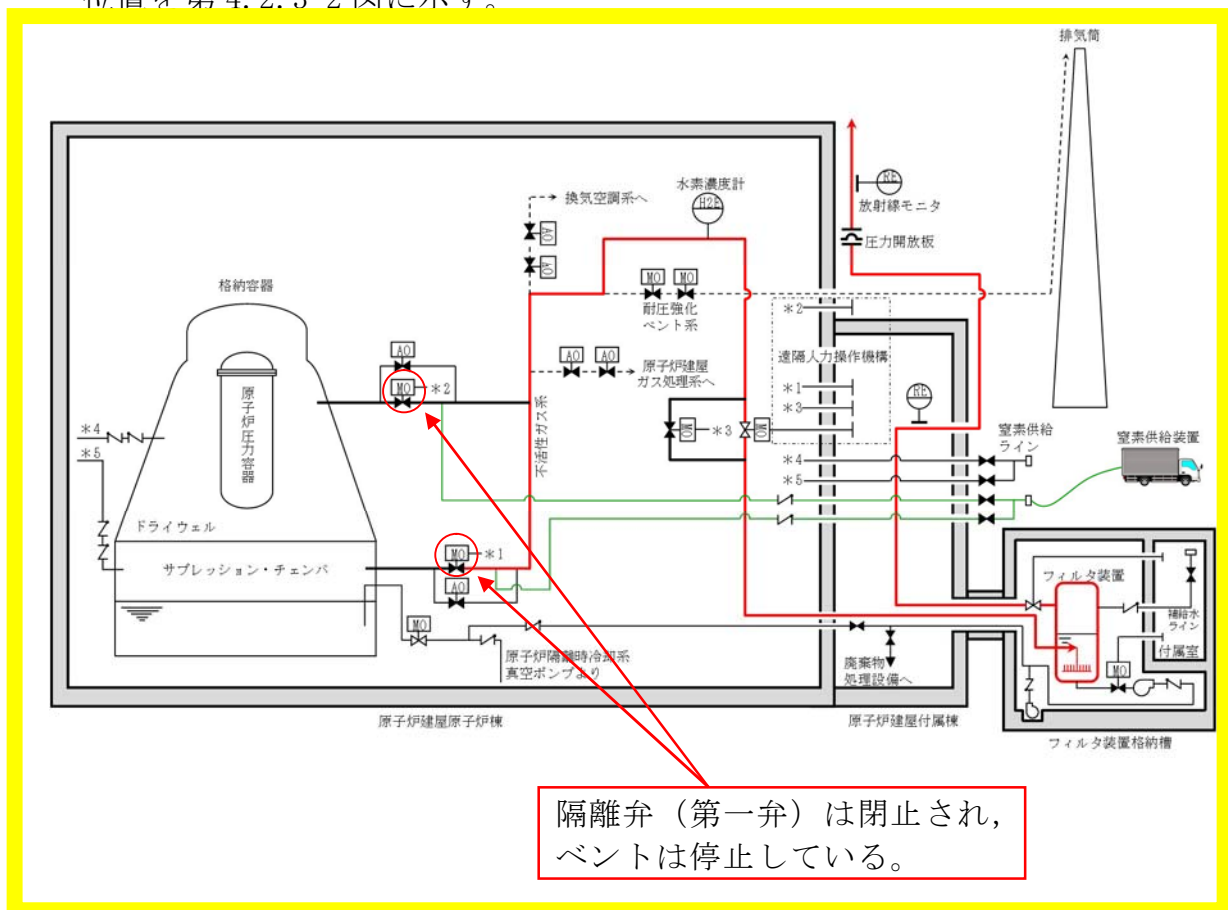


#### 4.2.3 窒素の供給

原子炉建屋外壁に設置された接続口に、可搬型の窒素供給装置を接続し、窒素ガスを格納容器フィルタベント系へ供給する。

現場操作場所への経路は地震、津波による被害要因を想定し、経路確保のためのホイールローダ等の重機を配備することで、可能な限り早急な仮復旧時間で移動ルートを確保する。

窒素供給時の系統状態の概要を第4.2.3-1図に、窒素供給用接続口の現場位置を第4.2.3-2図に示す。



第4.2.3-1図 窒素供給時の系統状態概要図





第 4. 2. 3-2 図 窒素供給用接続口の設置位置



#### 4.2.4 排水操作

排水設備により、ベント停止後の放射性物質を含むスクラビング水を、移送ポンプにより格納容器（サプレッション・チェンバ）に移送する。また、点検に伴うスクラビング水の移送が必要な場合は、廃棄物処理設備への移送を可能とする設計とする。

さらに、万一、放射性物質を含むスクラビング水が格納槽に漏えいした場合、排水ポンプにより漏えい水を格納容器（サプレッション・チェンバ）に移送する。

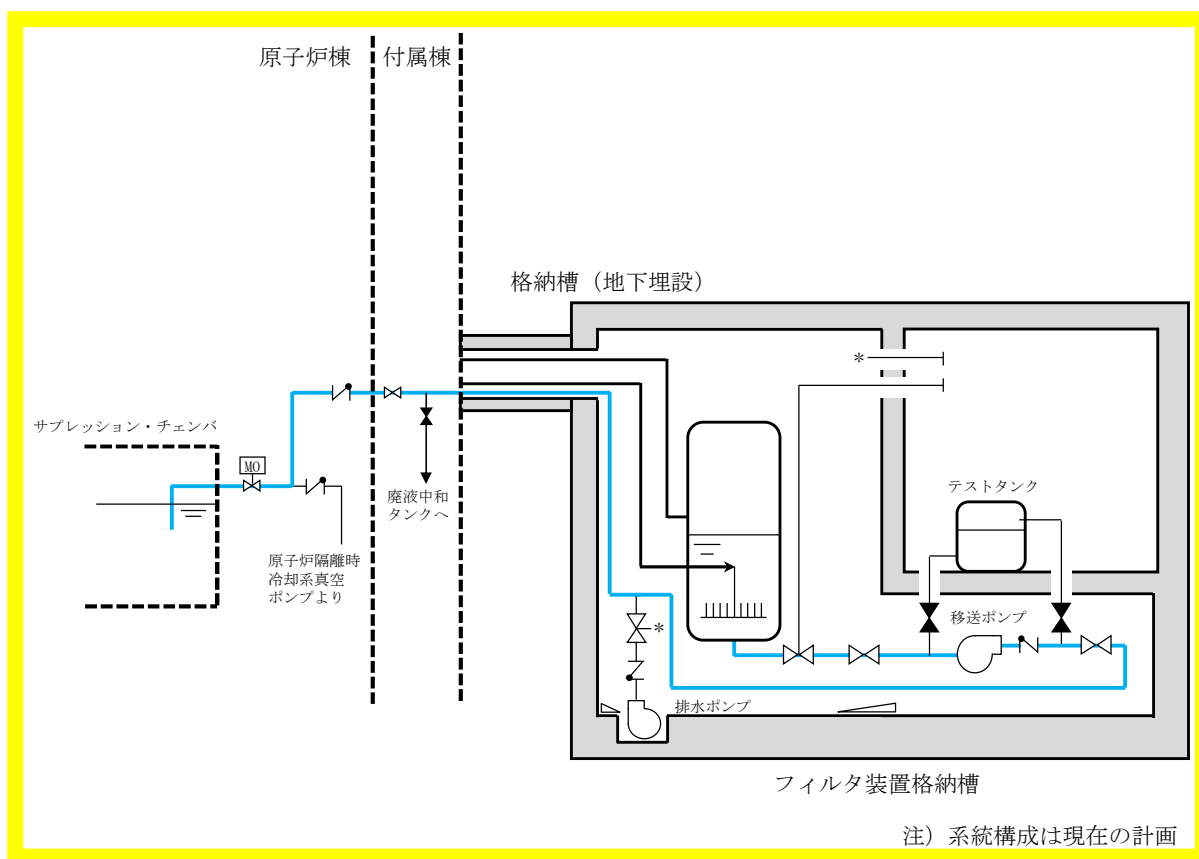
移送ポンプによりスクラビング水を移送する際は、格納槽内の遮蔽を考慮した人員立入スペースより、ポンプ入口側の弁を人力にて遠隔操作（開操作）する。

排水ポンプによりベント後の漏えい水を移送する際は、弁の開操作を不要とする。

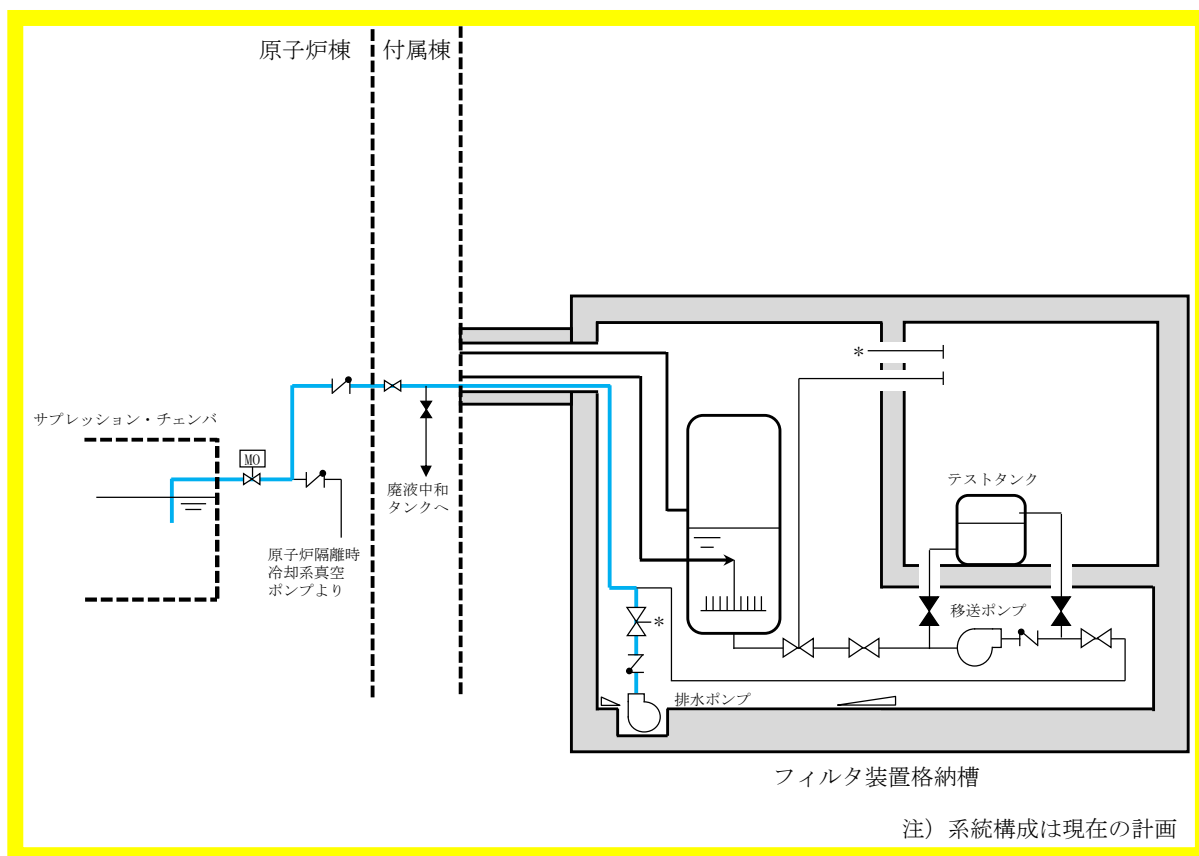
各ポンプは中央制御室よりタッチ操作器により操作する。

スクラビング水移送時及び漏えい水移送時の系統状態の概要を第 4.2.4-1 図及び第 4.2.4-2 図に、移送ポンプ入口側弁操作の現場位置を第 4.2-4-3 図に示す。（別紙 13）



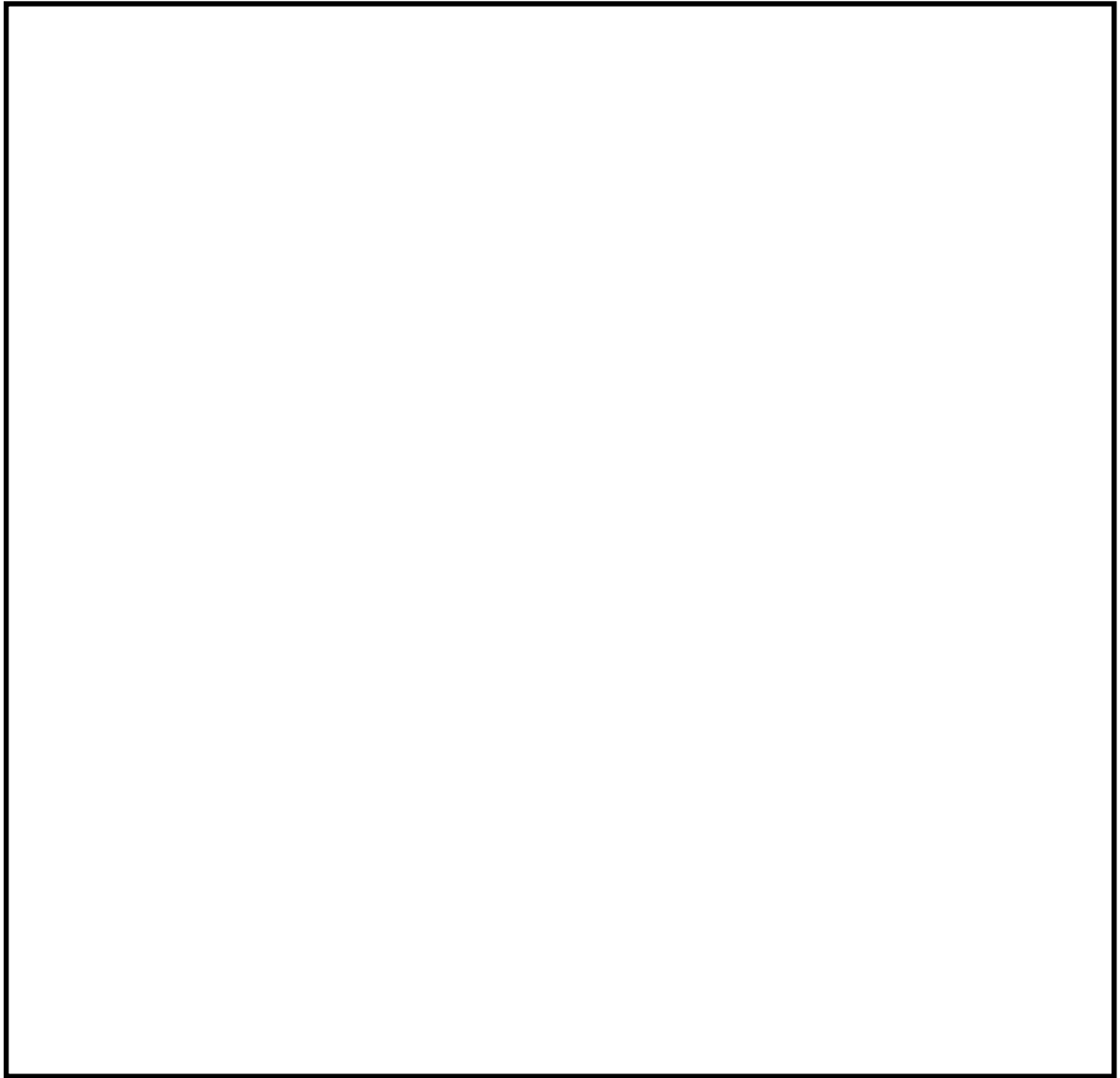


第 4. 2. 4-1 図 スクラビング水移送時の系統状態概要図



第 4. 2. 4-2 図 漏えい水移送時の系統状態概要図





第 4.2.4-3 図 排水設備 弁操作位置



#### 4.3 一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用

##### (1) 一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用

格納容器フィルタベント系にて除去できない希ガスについては、以下の設備を整備することで、可能な限り格納容器内に保持し減衰させることができ、一般公衆の被ばく量の低減が期待できる。

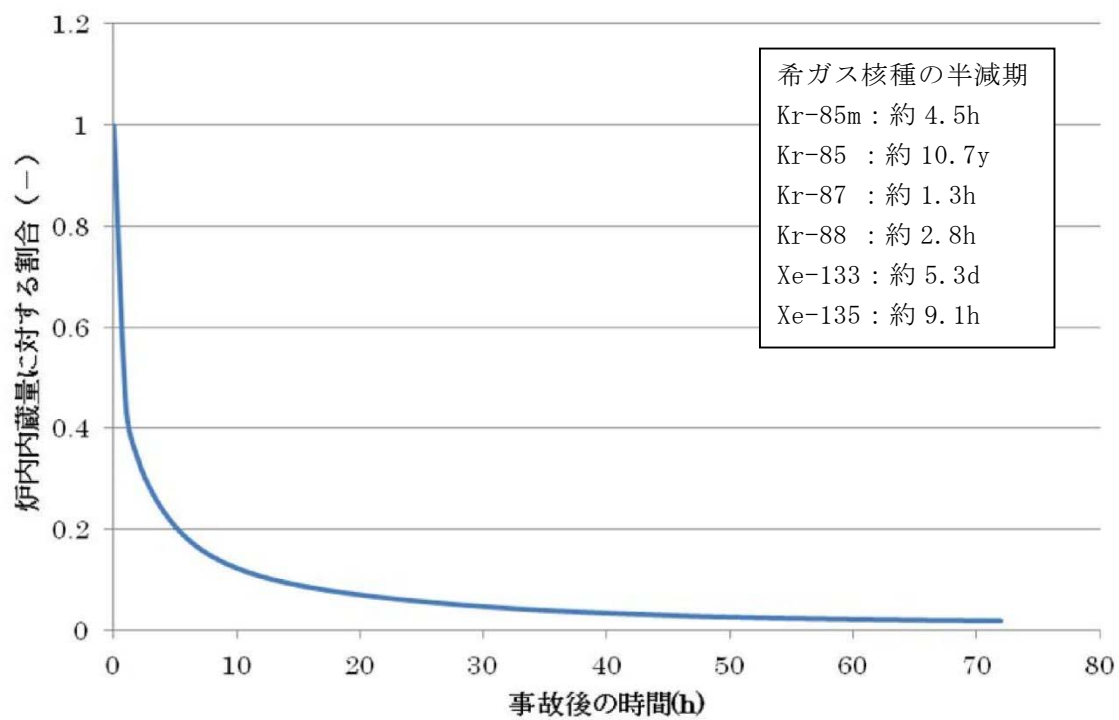
- ・ 残留熱除去系又は代替循環冷却系と連携して、原子炉内で発生した崩壊熱を海へ輸送することができるように、重大事故等対処設備として緊急用海水系を整備する。
- ・ 重大事故等対処設備として代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を整備し、サプレッション・プール通常水位+6.5m 到達まで格納容器スプレイを可能とする。
- ・ 自主対策設備として代替残留熱除去系海水系を整備し、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する間に当該設備を配備し、格納容器除熱を可能とする。

##### (2) 希ガス低減効果について

格納容器内に放出された希ガスは、放射性崩壊により時間経過とともに減衰し、事象発生後から 12 時間程度の間は、特に大きく減衰し、その後は、減衰幅は小さくなっていくものの、減衰は継続する。このため、格納容器内での希ガスの保持時間を可能な限り長くすることによって、ベント実施時における一般公衆の被ばく量を低減することができる。

希ガスの減衰曲線を第 4.3.2-1 図に示す。





第 4.3.2-1 図 事故発生後の希ガス発生量の時間変化(核種合計)



#### 4.4 設備の維持管理

##### (1) 点検方法

###### a. 機械設備

格納容器フィルタベント系の機械設備については、東海第二発電所の他設備の点検実績等を参考に、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮して、適切な周期で点検（時間基準保全）を行うことにより、設備の健全性を確保する。

一方、東海第二発電所として保全の経験がない設備として、高アルカリ性のスクラビング水に接液する設備が挙げられる。これらの設備については、劣化モード（腐食等）を考慮した材料選定を行っており、有意な劣化が発生する可能性は小さいと考えているが、まずは初回定期検査時に点検を実施し、その結果を基に点検周期を定めるものとする。

スクラビング水の分析については、海外プラントにおいて窒素封入環境下で約15年間薬液濃度の有意な変化は認められていない実績があり、性状に有意な変化はないものと考えられるが、定期検査毎実施することとする。

また、よう素除去部に充填される銀ゼオライトについては、試験を行い、スクラビング水による飽和蒸気環境下で15カ月間保管した後も性能基準を満たしていることを確認した。（別紙14）

東海第二のフィルタ装置では、銀ゼオライトのサンプリングが可能な設計としており、まずは初回定期検査時に性状の確認を行い、その結果を基にサンプリング周期を定めるものとする。

機械設備の点検内容を第4.4-1表に示す。



第 4. 4-1 表 機械設備の点検内容

設備名		点検内容	点検周期・時期（計画）
フィルタ装置	本体	・外観点検（内面）	初回定検（結果によりその後の周期を決定）
	機能確認	・漏えい確認	本体内部点検に合わせて実施
	スクラビング水	・水質確認	毎定検
内部構造物 ・ベンチュリノズル ・金属フィルタ ・流量制限オリフィス ・よう素除去部	本体	・外観点検	初回定検（結果によりその後の周期を決定）
	機能確認（よう素除去部）	・サンプル性状確認	
圧力開放板	本体	・外観点検	初回定検（結果によりその後の周期を決定）
		・フランジ面手入れ	
	機能確認	・漏えい確認	
配管	本体	・外観点検	10 定検毎
		・フランジ部点検手入れ	10 定検毎，ただし接液部については初回定検（結果によりその後の周期を決定）
	機能確認	・漏えい確認	
弁	本体	・弁箱内面点検手入れ	3 定検毎，ただし接液部については初回定検（結果によりその後の周期を決定）
		・弁体，弁座，弁棒等点検手入れ	
		・パッキン類交換	
		・外観目視点検	
	機能確認	・漏えい確認	毎定検（手動弁を除く）
		・作動試験	
ポンプ	本体	・内面点検手入れ	4 定検毎
		・インペラ，シャフト，ケーシング等点検手入れ	
		・パッキン類交換	
		・外観目視点検	
	機能確認	・漏えい確認	4 定検毎，ただし移送ポンプについては毎月定期試験
		・作動試験	



## b. 電気設備

格納容器フィルタベント系の電気設備については、東海第二発電所の他設備の点検実績等を参考に、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮して、適切な周期で点検（時間基準保全）を行うことにより、設備の健全性を確保する。

電気設備の点検内容を第 4.4-2 表に示す。

第 4.4-2 表 電気設備の点検内容

対象機器		点検内容	点検周期・時期(計画)
電動駆動弁駆動部	電動機	・外観点検	2 定検毎
		・分解点検	156 ヶ月毎
	トルクスイッチ	・動作確認	2 定検毎
		・設定値確認	
	リミットスイッチ	・動作確認	2 定検毎
		・取付状態確認	
	電気室	・結線点検	2 定検毎
	開度計	・外観点検	2 定検毎
		・指示値確認	
	試験・測定	・絶縁抵抗測定	1 定検毎
		・作動試験	
		・電流測定	
ポンプ電動機	電動機	・外観点検	5 定検毎
		・分解点検	
	機能確認	・絶縁抵抗測定	5 定検毎、ただし移送ポンプについては毎月定期試験
		・作動試験	
		・電流測定	



c. 計装設備

格納容器フィルタベント系の計装設備については、東海第二発電所の他設備の点検実績等を参考に、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮して、適切な周期で点検（時間基準保全）を行うことにより、設備の健全性を確保する。

計装設備の点検内容を第 4.4-3 表に示す。

第 4.4-3 表 計装設備の点検内容

設備名	点検内容		点検周期・時期(計画)
水位計	特性試験	・外観点検	1 定検毎
		・単体・ループ校正	
圧力計	特性試験	・外観点検	1 定検毎
		・単体・ループ校正	
温度計	特性試験	・外観点検	1 定検毎
		・電気試験	
		・ループ校正	
放射線モニタ	特性試験	・外観点検	1 定検毎
		・単体・ループ校正	
		・線源校正	
水素濃度計	特性試験	・外観点検	1 定検毎
		・単体・ループ校正	
		・ガス校正	
サンプリング機器	外観検査	・外観点検	1 定検毎
	特性試験	・計器校正	1 定検毎
	機能・性能検査	・作動試験	1 定検毎
	分解点検	・ポンプ分解点検	5 定検毎
制御盤	外観検査	・外観点検	1 定検毎



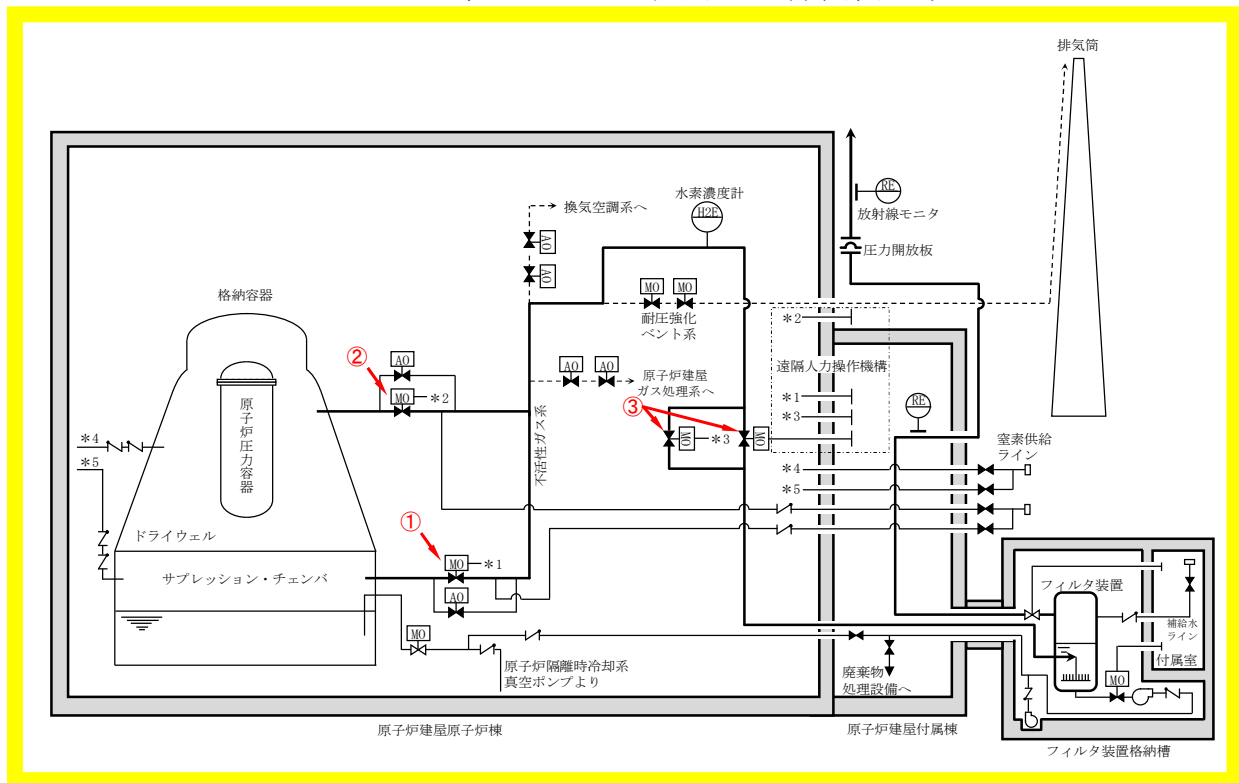
## (2) 試験方法

格納容器フィルタベント系の機能検査として、「弁開閉試験」,「移送ポンプ作動試験」,「漏えい試験」,「スクラビング水質確認試験」及び「よう素除去部（銀ゼオライト）性能確認試験」を実施する。

### a. 弁開閉試験

系統が所定の機能を発揮することを確認するため、以下の弁について開閉試験を実施する。第 4. 4-1 図に対象弁を示す。

- ・ 中央制御室の操作スイッチ又はタッチ操作器による弁開閉試験
- ・ フレキシブルシャフトによる人力での弁開閉試験

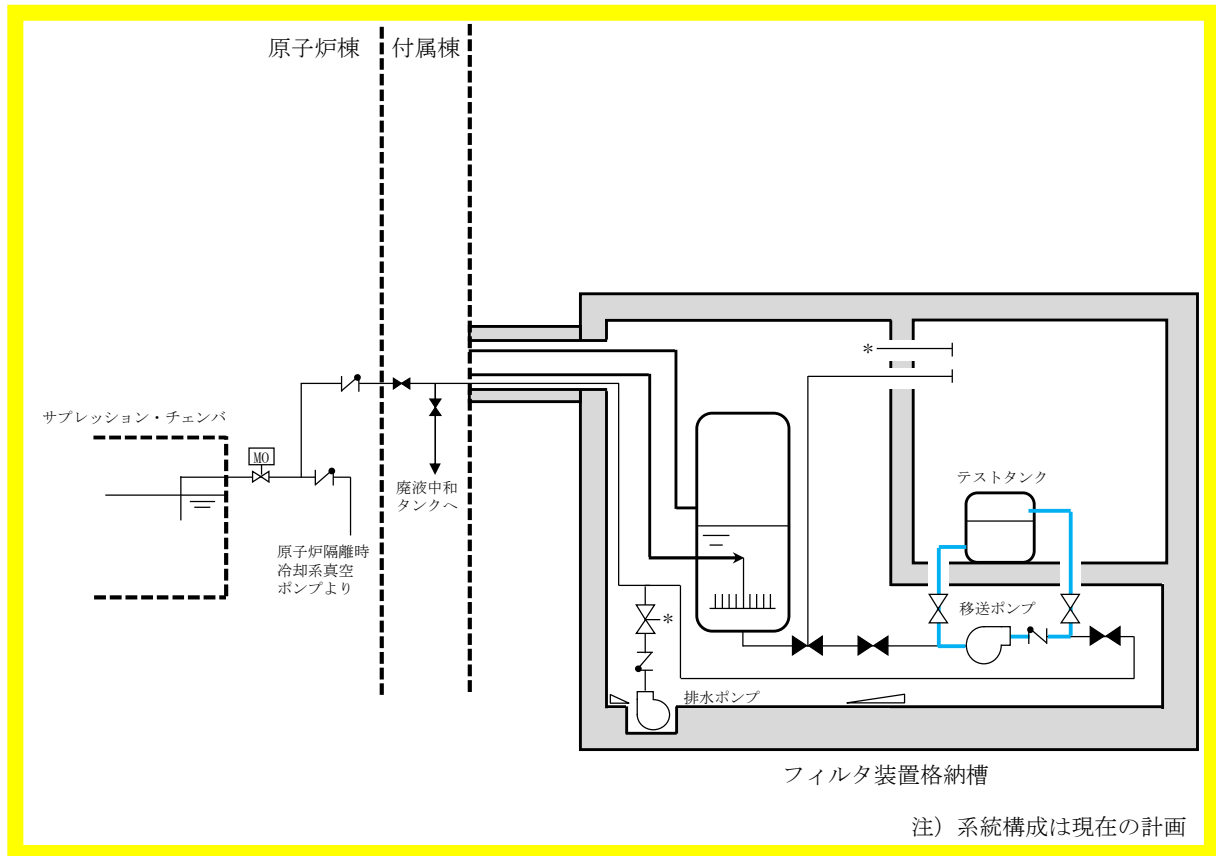


第 4. 4-1 図 格納容器フィルタベント系機能検査対象弁

### b. 移送ポンプ作動試験

排水設備のうち移送ポンプが所定の機能を発揮することを確認するため、テストラインを使用して、移送ポンプの作動試験を実施する。移送ポンプ作動試験の概要図を第 4. 4-2 図に示す。





第 4. 4-2 図 排水設備（移送ポンプ）作動試験概要図

#### c. 漏えい試験（主配管）

漏えい試験の試験条件・方法を第4. 4-4表に、試験概要図を第4. 4-3図に示す。

漏えい試験の各条件について下記(a)～(c)に整理する。

##### (a) 加圧媒体

格納容器フィルタベント系の最高使用圧力620kPa[gage]でのベント開始時の系統内は窒素ガスが支配的であること、また、ベント継続中に漏えい防止対象となる放射性物質は窒素より分子量が大きいことから、窒素ガスを加圧媒体とすることは妥当であると判断する。なお、事故時に発生する水素ガスについては、系統内は常に流動があり滞留することがないため、フランジ部等から水素の大量漏えいは考え難いこと、系統内



から水素ガスが漏えいした場合においても、建屋内についてはPARによる処理が、建屋外については外気への拡散が期待できること、また、試験時の安全性確保の観点から、水素ガスを加圧媒体とした漏えい試験は行わない。

(b) 試験圧力

漏えい試験では、系統内が不活性状態で維持できることを確認するため窒素封入圧力30kPa[gage]以上を試験圧力とする。また、系統の使用時にバウンダリ機能を維持できることを確認するため最高使用圧力620kPa[gage]を試験圧力とする。

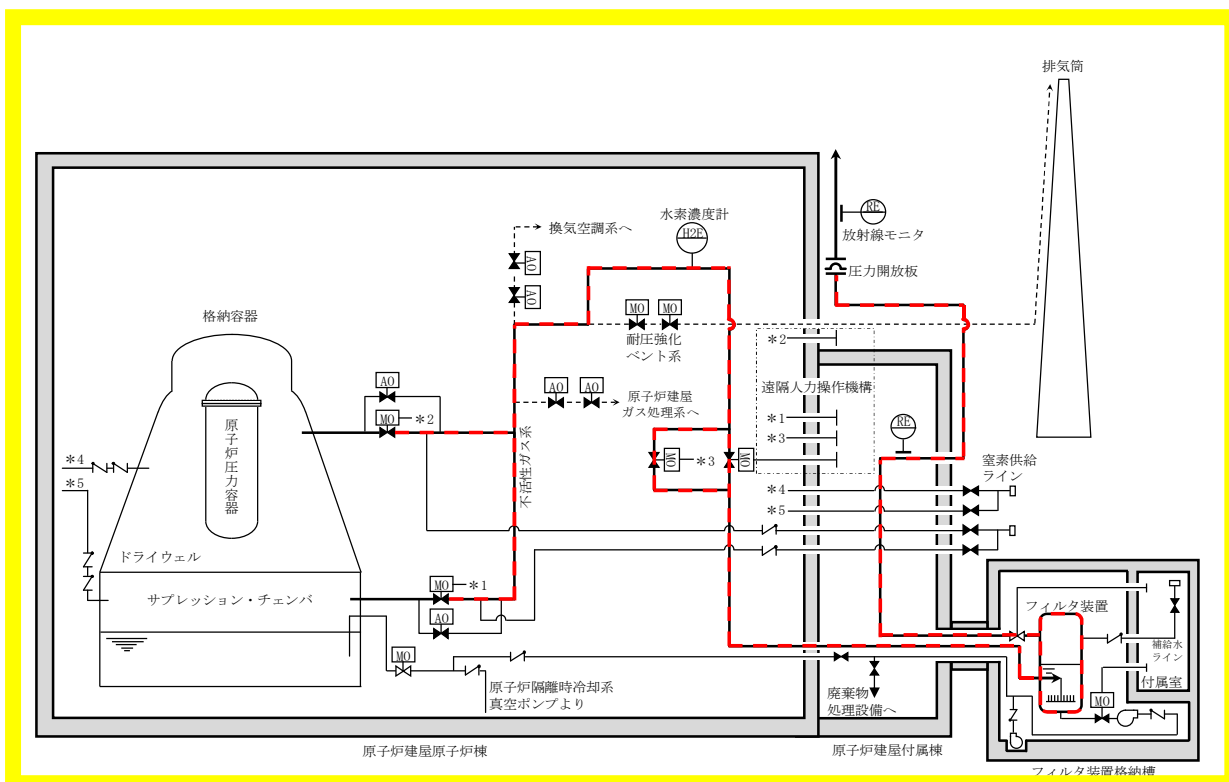
(c) 試験温度

漏えい試験では、系統の最高使用温度200℃を模擬することが困難となることから約180℃低い常温約20℃での漏えい確認となるが、同様に系統最高使用温度での漏えい確認が困難な原子炉圧力容器の漏えい試験では、通常運転温度約280℃に対し180℃以上低い100℃以下で漏えい確認を行っていることから、常温での漏えい確認で十分であると判断する。

第4. 4-4表 漏えい試験の試験条件・目的・方法

	加圧媒体	試験圧力	試験温度	試験目的・方法
簡易点検	窒素ガス	30kPa[gage] 以上 (窒素封入圧力)	常温	系統内を不活性状態に維持することを目的に、系統全体を窒素封入圧力（待機状態）に加圧し、著しい漏えいのないことを確認する。
本格点検	窒素ガス	620kPa[gage] (最高使用圧力)	常温	使用時にバウンダリ機能が維持されていることを確認するために、系統全体を最高使用圧力に加圧し、著しい漏えいのないことを確認する。





第4. 4-3図 漏えい試験の試験概要図

#### d. スクラビング水質確認試験

スクラビング水質確認試験は、サンプリングラインから水を採取・分析を実施し、スクラビング水が規定の濃度であることを確認する。

#### e. 銀ゼオライト性能確認試験

よう素除去部に充填される銀ゼオライトについては、原子炉停止期間中にベントフィルタ内の試験用銀ゼオライトを用いてよう素除去性能試験を行い、規定の性能が確保されていることを確認する。



## 5. 新規制基準への適合性

### 5.1 第 38 条（重大事故等対処施設の地盤）

#### (1) 規制基準要求事項

・ 重大事故防止設備のうち常設のものであって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するものが設置される重大事故等対処施設：

基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤

・ 重大事故緩和設備のうち常設のものが設置される重大事故等対処施設：

基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤

・ 重大事故等対処施設は、変形した場合においても重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。

・ 重大事故等対処施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。

#### (2) 規制基準適合性

格納容器フィルタベント系の設備は、以下のとおり設計している。

- ・ 基準地震動  $S_s$  による地震力が作用した場合においても、当該施設を十分に支持できる地盤に設置する。
- ・ 地震発生に伴い地盤が変形した場合においても、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。
- ・ 変位が生じるおそれがない地盤に設置する。

以上より、第 38 条の要求事項に適合している。



## 5.2 第 39 条（地震による損傷の防止）

### (1) 規制基準要求事項

- ・ 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設：  
基準地震動による地震力に対して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が損なわれるおそれがないものであること。
- ・ 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設：  
基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。

### (2) 規制基準適合性

格納容器フィルタベント系の設備は、基準地震動  $S_s$  による地震力に対して、重大事故に対処するために必要な機能が損なわれないよう設計している。

以上より、第 39 条の要求事項に適合している。



### 5.3 第 40 条（津波による損傷の防止）

#### (1) 規制基準要求事項

- ・ 重大事故等対処施設は、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

#### (2) 規制基準適合性

格納容器フィルタベント系の設備を設置する原子炉建屋，格納槽及び連絡配管路については，標高 8m の位置に設置され（一部地下埋設），防潮堤により基準津波が遡上してこないことから，重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない。

以上より，第 40 条の要求事項に適合している。



## 5.4 第 41 条（火災による損傷の防止）

### （1） 規制基準要求事項

・ 重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。

### （2） 規制基準適合性

#### a． 火災の発生の防止

##### （a） 火災防護対策を講じた設計

多量の発火性又は引火性物質を内包する設備、火花及び水素が発生する設備はない。また、系統内に水素が滞留することを防止する設計としている。

##### （b） 不燃性材料又は難燃性材料の使用

主要構造物は不燃性材料を使用している。ケーブルは自己消火性及び耐延焼性を有する難燃ケーブルを使用し、電線管等で布設することにより、発火した場合においても他の構築物、系統又は機器に火災による影響を生じさせるおそれはない。

##### （c） 落雷，地震への対策

落雷については，5.5 項を参照。

地震については，5.2 項を参照。

#### b． 火災の感知，消火

##### （a） 火災感知設備

原子炉建屋及び格納槽には，設置環境等を考慮し，異なる 2 種類の



感知器を設置する。なお、感知器は、外部電源が喪失した場合においても電源を確保する設計とし、中央制御室にて監視できる設計とする。

(b) 消火設備

原子炉建屋は、消防法消防法及び実用発電用原子炉及びその付属施設の火災防護に係る審査基準に基づき消火栓及び消火器を設置する。

万一、タービン建屋等で消火配管が破断した場合は、消防車を用いて給水接続口より消火栓へ水の供給が可能な設計とする。また、格納槽については、ケーブルを電線管等で布設するため火災によって煙が充満し消火が困難となることは少ないが、格納槽の計装ラックや電動弁の火災を考慮し、消火器等を設置する。

(c) 消火設備の破損等に対する影響

原子炉建屋での消火設備の破損、誤作動等での放水等による溢水等は、安全機能に影響を与えないよう、「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」に基づき設計する。

以上より、第 41 条の要求事項に適合している。



## 5.5 第 43 条（重大事故等対処設備）

### （1） 多様性及び独立性，位置的分散

#### a． 規制基準要求事項

- ・ 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。
- ・ 可搬型重大事故等対処設備は、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、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。

#### b． 規制基準適合性

##### （a） 格納容器フィルタベント系

格納容器フィルタベント系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水系ポンプの安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，可能な限り多様性及び独立性を有し，位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

共通要因としては，環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災及びサポート系の故障を考慮する。

設計上考慮する自然現象，外部人為事象については，設計基準事故対処設備の設計上考慮すべき想定される自然現象及び想定される人為事象と同じ事象を考慮する。

具体的な自然現象としては，国内外の基準等から網羅的に抽出した事象に対して，海外の評価手法を参考とした除外基準に基づいて選定した，風（台風），竜巻，積雪，凍結，落雷，火山，降水，地滑り，



生物学的事象，洪水，森林火災及び高潮を考慮する。

外部人為事象としては自然現象と同様の手法で選定した，航空機落下，ダムの崩壊，爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。

環境条件に対しては，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格納容器フィルタベント系がその機能を確実に発揮できる設計とする。

重大事故等時の環境条件における健全性については，「5.5(5) 環境条件等」に記載する。

地震，風（台風）及び竜巻の風荷重，積雪，凍結，降水，火山の影響及び電磁的障害に対して格納容器フィルタベント系は，環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。

地震に対して格納容器フィルタベント系は，「5.1 重大事故等対処施設の地盤」に基づく地盤上に設置する。

地震，津波及び火災に対して格納容器フィルタベント系は，「5.2 地震による損傷の防止」「5.3 津波による損傷の防止」「5.4 火災による損傷の防止」に基づき設計する。

地震，津波，火災及び溢水に対して格納容器フィルタベント系は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水系ポンプと同時に機能を損なうおそれがないように，設計基準事故対処設備と位置的分散を図り，溢水量による溢水水位を考慮して設置する。

自然現象と外部人為事象に対して格納容器フィルタベント系のうち屋内に設置可能なものは，原子炉建屋，格納槽及び連絡配管路内に設置する。屋外に設置する排気配管は，設計基準事故対処設備である残



留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水系ポンプと同時に機能を損なうおそれがないように，設計基準事故対処設備を防護するとともに，設計基準事故対処設備と位置的分散を図る。

また，多重化したフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）については，自然現象による共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう位置的分散を図る。

生物学的事象のうち，ネズミ等の小動物に対しては，屋外のフィルタ装置出口放射線モニタは，侵入防止対策等により安全機能が損なわれない設計とする。

航空機落下に対しては，屋外に設置する排気配管を除き，建屋内設置又は地下埋設とする。

洪水，地滑り，ダムの崩壊，爆発及び近隣工場等の火災のうち石油コンビナート施設等の火災については，立地的要因により設計上考慮する必要はない。

高潮及び船舶の衝突については，各々の影響を受けない敷地高さに保管する設計とする。

有毒ガスについては，格納容器フィルタベント系は機械構造物であり影響はうけない。

サポート系に対しては，系統又は機器に供給される電力を考慮し格納容器フィルタベント系は設計基準事故対処設備と異なる駆動源を用いる設計とする。

#### (b) 可搬型窒素供給装置

可搬型窒素供給装置は，環境条件に対して，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可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計と



する。

重大事故等時の環境条件における健全性については、「5.5(5) 環境条件等」に記載する。

風（台風）及び竜巻の風荷重，積雪，凍結，降水，火山の影響及び電磁波障害に対して可搬型窒素供給装置は，機能が損なわれない設計とする。

屋外に保管する可搬型窒素供給装置は，地震により生ずる敷地下斜面のすべり，液状化及び揺すり込みによる不等沈下，地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に保管する。

地震に対して可搬型窒素供給装置は，地震による周辺斜面の崩壊，溢水，火災等の影響を受けない場所に適切に保管する。

津波に対して可搬型窒素供給装置は，津波の影響を受けない場所に適切に保管する。

火災に対して可搬型窒素供給装置は，「5.4 火災による損傷の防止」に基づき設計する。

自然現象又は故意による大型航空機衝突その他のテロリズムに対して屋外の可搬型窒素供給装置は，設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備が設置されている建屋のそれぞれから100mの離隔距離を確保した上で保管する。

サポート系に対しては，系統又は機器に供給される電力を考慮し，可搬型窒素供給装置は設計基準事故対処設備又は常設重大事故等対処設備と異なる駆動源を用いる設計とする。



## (2) 悪影響防止

### a. 規制基準要求事項

- ・ 重大事故等対処設備は、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。

### b. 規制基準適合性

#### (a) 格納容器フィルタベント設備

他設備への系統的な影響に対しては、格納容器フィルタベント系配管は、サプレッション・チェンバ及びドライウェルに接続された不活性ガス系配管が合流した下流に接続する耐圧強化ベント系配管から分岐していることから、設計基準対象施設である不活性ガス系に悪影響を及ぼさないように、格納容器フィルタベント系配管に設置した隔離弁を閉止しておくことによって、確実な隔離ができる設計とする。

#### (b) 可搬型窒素供給装置

他設備への系統的な影響に対しては、可搬型窒素供給設備を接続する緊急時窒素封入系の配管は、格納容器フィルタベント系配管に接続していることから、格納容器フィルタベント系に悪影響を及ぼさないように、格納容器フィルタベント系配管に設置した手動弁を閉止しておくことによって、確実な隔離ができる設計とする。

また、可搬型窒素供給設備は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は通常時の分離された状態から可搬ホースを接続することにより重大事故等対処設備としての系統構成をすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。



(3) 共用の禁止

a. 規制基準要求事項

- |  |
|--|
| <ul style="list-style-type: none"><li>・常設重大事故等対処設備は、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。</li></ul> |
|--|

b. 規制基準適合性

格納容器フィルタベント系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。なお、東海第二発電所は単一の発電用原子炉施設である。



#### (4) 容量等

##### a. 規制基準要求事項

- ・常設重大事故等対処設備は、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。
- ・可搬型重大事故等対処設備は、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。

##### b. 規制基準適合性

格納容器フィルタベント系は、重大事故等時に崩壊熱による格納容器内の温度及び圧力の上昇に対して、格納容器内の雰囲気ガスを取り出し大気へ放出することにより、格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる容量を有する設計とする。また、重大事故等時の格納容器内の水素濃度を低減できる容量を有する設計とする。

可搬型重大事故等対処設備である可搬型の窒素供給装置は、ベント後の格納容器フィルタベント系入口配管の水素濃度を可燃限界（4vol%）以下に維持するために必要な窒素量に対して十分であることを確認した容量を有する設計とする。

可搬型窒素供給装置は、必要となる容量等を賄うことができる設備を1セット持つことに加え、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を確保する。

原子炉建屋屋上位置より放出される放射性物質濃度を確認するためのフィルタ装置出口放射線モニタは、ベント実施時に想定されるフィルタ装置出口配管に内包される放射性物質からのγ線強度を十分監視できる計測範囲を有した設計とする。

水素ガスの排出経路内の水素ガス濃度を計測するためのフィルタ装置入口水素濃度計は、可搬型窒素供給装置からの窒素によるページの効果



が確認でき，配管内の水素ガス濃度が可燃限界濃度以下であることが監視できる計測範囲を有する設計とする。



(5) 環境条件等

a. 環境条件

(a) 規制基準要求事項

・ 重大事故等対処設備は、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。

(b) 規制基準適合性

格納容器フィルタベント系は、使用する際の環境温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、設備を施設する場所、想定事象及び操作時間に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作に支障がない場所に施設する。

荷重としては重大事故等が発生した場合における環境圧力を踏まえた圧力、温度、機械的荷重に加えて、自然現象（地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響）による荷重を、発生頻度を踏まえて適切に考慮する。

重大事故発生時の環境条件については、格納容器フィルタベント系は原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）、屋外（格納容器フィルタベント系の使用により影響が与えられる区画）に設置することから、その区画における環境条件及び操作時間に対して、必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

また、重大事故等発生時のプロセス条件（流体温度、圧力、流速）において、その機能が有効に発揮できる設計とする。

さらに、フィルタ装置内に貯留しているスクラビング水は薬品を含むため、薬品影響を考慮した設計とする。



## b. 設置場所

### (a) 規制基準要求事項

- ・ 重大事故等対処設備は、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。
- ・ 可搬型重大事故等対処設備は、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。

### (b) 規制基準適合性

格納容器フィルタベント系の起動に必要な弁は、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とするとともに、現場操作も可能となるようにフレキシブルシャフトを設け、現場で人力により確実に操作できる設計とする。

このフレキシブルシャフトは、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれが少ない場所に設置又は必要な遮蔽等を設置する。

可搬型窒素供給装置は、使用する際の環境温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、設備を設置する場所、想定事象及び操作時間に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作に支障がない場所に施設する。

重大事故発生時の環境条件については、可搬型窒素供給装置は、屋外に保管及び設置することから、この区画における環境条件及び操作



時間に対して，必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

フィルタ装置入口水素濃度計(サンプリング設備含む)による監視に必要な弁等は，重大事故時における二次格納施設内及び原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

フィルタ装置出口放射線モニタは，原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。



(6) 操作性及び試験・検査性について

a. 操作性の確保

(a) 操作の確実性

ア. 規制基準要求事項

・ 重大事故等対処設備は、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。
--

イ. 規制基準適合性

格納容器フィルタベント系の起動は、隔離弁を開弁することによって行う。これらの弁は、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とするとともに、現場操作も可能となるようにフレキシブルシャフトを設け、現場で人力により確実に操作できる設計とする。

中央制御室設置の制御盤での操作スイッチは、運転員の操作性を考慮した設計とする。

現場での操作に対して、フレキシブルシャフトは想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれが少ない場所に設置又は必要な遮蔽等を設置する。

また、操作場所までの経路を確保するとともに、経路上にはアクセス及び操作に支障をきたす設備等は設置しない、又は支障をきたさない措置を行うこととし、操作する全ての設備に対し十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう必要に応じて常設の足場を設置するか、操作台を近傍に常設又は配置できる設計とする。また、防護具、照明等は重大事故等発生時に迅速に使用できる場所に配備し、専用工具は、作業場所の近傍で保管する。

可搬型窒素供給装置による格納容器フィルタベント系への窒素ガ



スの供給は、可搬型窒素供給装置に接続したホースを外部接続口へ接続し、窒素ガス供給元弁を開弁することによって行う。

操作を確実なものとするため、操作環境として、可搬型窒素供給装置、ホース接続箇所及び窒素ガス供給元弁は放射線の影響をなるべく受けない場所へ設置する。また、操作場所及び接続場所までの経路を確保するとともに、経路上には操作に支障をきたす設備等は設置しない、又は支障をきたさない措置を行うこととし、操作する全ての設備に対し十分な空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう必要に応じて常設の足場を設置するか、操作台を近傍に常設又は配置できる設計とする。また、防護具、照明等は重大事故等発生時に迅速に使用できる場所に配備する。

操作準備として、作業に必要な工具は、確実に取り扱うことができるように、一般的に用いられる工具を使用する。専用工具は、作業場所の近傍で保管又は専用工具を使用する可搬型窒素供給装置と共に運搬できる設計とする。可搬型窒素供給装置の運搬・設置等が確実に行えるように車両への配備（車載）を行う。

フィルタ装置入口水素濃度計は、監視に必要なサンプリング設備の弁等の操作は、中央制御室からの操作が可能な設計とする。



(b) 系統の切替え性

ア. 規制基準要求事項

・ 重大事故等対処設備は、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。

イ. 規制基準適合性

格納容器フィルタベント系は、不活性ガス系の一部を使用しており、重大事故等時に使用する場合には、接続する原子炉建屋ガス処理系、換気空調系、耐圧強化ベント系を、中央制御室からの弁操作によって速やかに切替えが可能である。

また、全交流動力電源が喪失した場合、原子炉建屋ガス処理系及び換気空調系との取合い弁である空気駆動弁については、フェイルクローズであるため、系統の切替えは可能である。耐圧強化ベント系との取合い弁については電動駆動弁であり、耐圧強化ベント系の使用中に全交流動力電源が喪失した場合は開状態が維持されるが、代替交流電源設備からの給電によって、閉操作が可能である。また、耐圧強化ベント系は炉心損傷前に使用するため、現場で閉操作することで、系統の切替えが可能である。

可搬型窒素供給装置は、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ではないことから、系統の切替えは発生しない。



(c) 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性

ア. 規制基準要求事項

・可搬型重大事故等対処設備において、常設設備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。

イ. 規制基準適合性

可搬型重大事故等対処設備である可搬型窒素供給装置と常設設備である外部接続口との接続は、容易かつ確実に接続できるように、簡便な接続規格を用いるとともに、識別表示を行うことで操作が確実に行える設計とする。



(d) 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保

ア. 規制基準要求事項

・ 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。

イ. 規制基準適合性

格納容器フィルタベント系の隔離弁等の現場操作場所までの経路は、移動に支障をきたすことがないように、経路上にはアクセス及び操作に支障をきたす設備等は設置しない、又は支障をきたさない措置を行う。

可搬型窒素供給装置は車両へ配備し、経路は地震、津波による被害を想定し、経路確保のための重機を配備することで、可能な限り早急に移動ルートを確保する。

b. 試験・検査

(a) 規制基準要求事項

・ 重大事故等対処設備は、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

(b) 規制基準適合性

格納容器フィルタベント系の機械設備、電気設備、計装設備は、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮した適切な周期による定期的な点検により、設備性能を確保していることの確認ができる設計とする。

以上より、第 43 条の要求事項に適合している。



## 5.6 第 48 条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）

### (1) 規制基準要求事項

・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。

### (2) 規制基準適合性

#### a．格納容器フィルタベント系の設置

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、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として、格納容器フィルタベント系を設置する。

#### b．設計基準事故対処設備との多様性、独立性、位置的分散

格納容器フィルタベント系は、最終ヒートシンクである海へ熱を輸送する機能を有する設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ、熱交換器及び残留熱除去系海水系ポンプに対して、大気に熱を輸送することから多様性を有しているとともに、系統の独立性及び位置的分散が図られた設計としている。

#### c．残留熱除去系の使用が不可能な場合の考慮

格納容器フィルタベント系は、残留熱除去系と独立した設備であることから、残留熱除去系が使用不可能となった場合においても、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送することが可能な設計としている。



d．敷地境界での線量評価

格納容器フィルタベント系の使用に際しては，敷地境界での線量評価を実施している。

以上より，第 48 条の要求事項に適合している。



## 5.7 第 50 条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）

### (1) 規制基準要求事項

・ 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を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

### (2) 規制基準適合性

#### a. 格納容器フィルタベント系の設置

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備として、格納容器フィルタベント系を設置する。

#### b. 放射性物質の低減

格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置により排気中に含まれる放射性物質を低減する設計とする。

#### c. 可燃性ガスの爆発防止対策

格納容器フィルタベント系は、可燃性ガスの爆発防止のため、排気配管には系統内の窒素置換に必要な大気との隔壁として、排気の妨げにならない微正圧で動作するラプチャーディスク（圧力開放板）を設け、系統待機中より、窒素置換による系統内の不活性化によって、水素爆発を防止する設計とする。また、格納容器フィルタベント系の配管にはUシール部を作らずベント中の蒸気凝縮で配管が閉塞することによる水素ガス滞留を防止する設計とする。ベント停止操作等により、水素ガスが滞留する可能性がある箇所については、窒素供給により可燃限界を超えることがないように、希釈、掃気ができる設計とする。



d. 他系統との共用

格納容器フィルタベント系は、他の系統・機器に悪影響を及ぼさないよう、接続する系統と弁により分離する設計とする。

e. 原子炉格納容器の負圧防止

重大事故等対策の有効性評価において、格納容器フィルタベント系を使用しても格納容器が負圧に至ることはないことを確認していることから、負圧破損を防止する設備は設置しない。

f. 隔離弁の操作

格納容器フィルタベント系の起動は、隔離弁（電動駆動）を開弁することによって行う。また、停止は隔離弁（電動駆動）を閉弁することによって行う。これらの弁は、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とするとともに現場操作も可能となるように、駆動部にフレキシブルシャフトを設け、現場で人力により確実に操作できる設計とする。

g. 隔離弁操作時の放射線防護対策

電動駆動弁の人力による操作部は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれが少ない場所に設置又は必要な遮蔽等を設置する設計とする。

h. 圧力開放板

本設備には、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換する際の大気との隔離のため、圧力開放板を設置することとしており、この圧力開放板はベントの妨げにならないよう、ベント開始圧力と比較して十分低い圧力で開放する設計とする。

i. 長期的な使用時の悪影響防止

サプレッション・チェンバ及びドライウェルに排気ラインを設置し、系統の冗長性を確保する。接続位置については、長期的にも溶融炉心及



び水没の悪影響を受けにくい場所としている。

j．設備使用後の放射線防護対策

スクラビング水の補給等，屋外作業を実施する際，ベント実施後に高線量となるフィルタ装置からの被ばくを低減するため，フィルタ装置格納槽は必要な遮蔽厚さを設けた設計とする。

以上より，第 50 条の要求事項に適合している。



## 5.8 第 52 条（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）

### (1) 規制基準要求事項

- ・ 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。

### (2) 規制基準適合性

#### a. 格納容器フィルタベント系の設置

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重大事故等対処設備として、格納容器フィルタベント系を設置する。

#### b. 格納容器の不活性化

格納容器は、通常運転時より窒素ガスにより不活性化される設計となっている。

#### c. 水素ガス排出経路における対策

格納容器フィルタベント系により水素ガスを格納容器外に排出することから、可燃性ガスの爆発防止のため、排気配管には系統内の窒素置換に必要な大気との隔壁として、排気の妨げとならない微正圧で動作する圧力開放板を設け、系統待機中より、窒素置換による系統内の不活性化によって、水素爆発を防止する設計とする。また、格納容器フィルタベント系の配管には U シール部を作らず、ベント中の蒸気凝縮で配管が閉塞することによる水素ガスの滞留を防止する設計とする。また、ベント停止操作等により、水素ガスが滞留する可能性がある箇所については、窒素供給により可燃限界を超えることがないよう、希釈、掃気できる設



計とする。

d. 水素及び放射性物質濃度測定装置の設置

水素ガスを格納容器外に排出する経路において、水素及び放射性物質濃度を監視するための設備を設置する設計とする。

e. 水素濃度の測定

水素爆発による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ける格納容器内の水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を設置する設計とする。

f. 代替電源からの給電

ベントガスの流路となる配管に設置される電動駆動弁及び計装設備については、代替電源設備である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給電ができる設計とする。

以上より、第 52 条の要求事項に適合している。



## < 別紙 目次 >

- 別紙 1 水素の滞留に対する設計上の考慮について
- 別紙 2 格納容器フィルタベント系の系統設計条件の考え方について
- 別紙 3 格納容器フィルタベント系の漏えいに対する考慮について
- 別紙 4 フィルタ装置の各構成要素における機能について
- 別紙 5 金属フィルタドレン配管の閉塞及び逆流防止について
- 別紙 6 流量制限オリフィスの設定方法について
- 別紙 7 ベント実施時の放射線監視測定の考え方について
- 別紙 8 電源構成の考え方について
- 別紙 9 エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について
- 別紙 10 ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発・薬剤の容量不足について
- 別紙 11 よう素除去部におけるよう素の再揮発，吸着剤の容量減少及び変質について
- 別紙 12 スクラビング水の保有水量の設定根拠について
- 別紙 13 スクラビング水が管理範囲を超えた場合の措置について
- 別紙 14 よう素除去部へのスクラビング水の影響について
- 別紙 15 圧力開放板の信頼性について
- 別紙 16 フレキシブルシャフトが常時接続されている状態における弁操作の詳細メカニズム
- 別紙 17 フィルタベント実施に伴うベント弁操作時の作業員の被ばく評価
- 別紙 18 スクラビング水補給及び窒素供給作業の作業員の被ばく評価
- 別紙 19 格納容器内の圧力が計測できない場合の運用について



別紙 20	ベント停止手順について
別紙 21	格納容器雰囲気温度によるベントの運用について
別紙 22	格納容器減圧に伴うベント管からサプレッション・プールへの冷却水の流入について
別紙 23	有効性評価における炉心損傷の判断根拠について
別紙 24	格納容器からの異常漏えい時における対応について
別紙 25	格納容器スプレイに失敗した場合のベント運用について
別紙 26	ベント準備操作開始タイミングについて
別紙 27	格納容器フィルタベント系の計装設備の網羅性について
別紙 28	格納容器フィルタベント系の計装設備の概略構成図
別紙 29	フィルタ装置水素濃度計の計測時間遅れについて
別紙 30	配管内面に付着した放射性物質による発熱の影響について
別紙 31	地震による損傷の防止に関する耐震設計方針の説明
別紙 32	フィルタベント設備の外部事象に対する考慮について
別紙 33	主ライン・弁の構成について
別紙 34	各運転モードにおける系統構成と系統内の水素濃度について
別紙 35	ベント実施によるブルーム通過時の要員退避について
別紙 36	エアロゾルの保守性について
別紙 37	希ガスの減衰効果に期待してドライウェルベントを実施した場合の影響評価について
別紙 38	コリウムシールド侵食時のガス及びエアロゾル発生について
別紙 39	格納容器フィルタベント系使用後の保管管理
別紙 40	ベント放出位置の違いによる公衆被ばくへの影響について
別紙 41	スクラビング水の pH について
別紙 42	計装設備が計測不能になった場合の推定方法，監視場所について



- 別紙 43 ステンレス構造材，膨張黒鉛パッキンの妥当性について
- 別紙 44 エアロゾルの粒径分布が除去性能に与える影響について
- 別紙 45 エアロゾルの密度の変化が慣性衝突効果に与える影響について
- 別紙 46 JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の適用性について
- 別紙 47 フィルタ装置格納槽内における漏えい対策について
- 別紙 48 格納容器フィルタベント設備隔離弁の人力操作について
- 別紙 49 耐圧強化ベント系の隔離弁の閉操作の実現性について
- 別紙 50 フィルタ装置における化学反応熱について
- 別紙 51 スクラビング水の粘性の変化が除去性能に与える影響について
- 別紙 52 窒素発生装置の容量について
- 別紙 53 フィルタ装置入口配管の位置について



### 水素の滞留に対する設計上の考慮について

格納容器フィルタベント系は、重大事故等において発生する可能性がある水素を含む格納容器雰囲気ガスを大気に放出するための設備であり、待機状態時に系統内を窒素ガスで不活性化することにより、格納容器内の水素が排出経路を通過する際に系統内における水素の燃焼を防止できる設計とする。

また、ベント後の事故収束時における水素爆発防止対策として、残留するベントガスに含まれる水素や、水の放射線分解で長期的に発生する水素が系統内に滞留しないよう、窒素発生装置による窒素供給で系統内の排気及び不活性化ができる設計としている。水素濃度計は、水素が系統内で滞留していないことを確認するため、フィルタ装置入口配管の最も高い位置に設置する。

#### (1) 系統の水素爆発防止対策

系統の水素爆発防止対策については、以下の方針で行っている。

- a. 系統の配管ルートは、原子炉格納容器、フィルタ装置及び放出端の設置レベルを考慮し、ドレン水による閉塞やこれに起因する水素の滞留を防止するために、配置に留意している。具体的には配管ルートに U シー部ができないよう配置する。なお、新設部分については水平配管に適切な勾配を設ける。

格納容器フィルタベント系の系統概略図を第 1 図に示す。

- b. 炉心の著しい損傷を伴う重大事故等が発生した場合の、系統の各運転状態において、系統内の流れの有無を考慮し、水素爆発防止対策を行っている。

以下に、系統の各運転状態における具体的な設計上の考慮を示す。

- (a) 系統待機状態①：プラント通常運転中



プラント通常運転中においては、格納容器と同様、系統内を窒素で不活性化する設計としている。フィルタ装置から放出端へ至る配管上には、窒素置換時に大気と隔離するため、圧力開放板を設けている。

この圧力開放板は、格納容器からの排気と比較して、十分低い圧力で開放するよう設計している。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第 2 図に示す。

(b) 系統待機状態②：重大事故時，ベント前

炉心の著しい損傷を伴う重大事故時においては、格納容器内雰囲気は、蒸気、窒素及び水－金属反応で発生した水素が混合した状態となるが、ベント前の系統は格納容器内からのガス流入はないため、不活性化が保たれる。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第 3 図に示す。

(c) 系統運転状態

ベント開始により、格納容器内に蓄積されたガスが系統内に流入するが、系統は不活性化され酸素濃度が低く維持されているため、水素爆発は発生しない。

また、ベントにより、系統内の窒素は系外に排出されるが、格納容器内から系統に流入するガスの大半は蒸気となるため、水素爆発は発生しない。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第 4 図に示す。

(d) 事故収束状態

ベント後の事故収束時においては、プラント状態により、隔離弁の開状態と閉状態がある。それぞれの水素爆発防止に対する具体的な設計上の考慮を以下に示す。

(i) 隔離弁「開」状態



隔離弁開状態の場合は、格納容器及びフィルタ装置内の保有水から、水の放射線分解による水素と酸素が発生するとともに、放射性物質の崩壊熱により蒸気が継続的に発生するが、系統内は飽和状態で、ほぼ蒸気 100%の環境でベントが長期間継続される。したがって、水素濃度が可燃限界に達することはない、水素爆発は発生しない。

系統が未飽和状態となり、蒸気量が少なくなってきた場合は、窒素発生装置による格納容器への窒素供給により系統内の排気が可能であるため、ベントガスが系統に滞留することはない、水素爆発防止は適切に実施できる。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第 5 図に示す。

#### (ii) 隔離弁「閉」状態

格納容器内の除熱手段として、残留熱除去系が期待できる状態に復旧した場合に、隔離弁を閉とする可能性がある。

隔離弁を閉とした場合、系統内にスクラビング水の放射線分解により水素と酸素が発生するとともに、放射性物質の崩壊熱により蒸気が発生する。スクラビング水が飽和状態にある場合は、蒸気発生量が水素発生量を大きく上回るため、水素濃度が可燃限界に達することはない。スクラビング水が未飽和となる場合やフィルタ装置上流側への拡散による水素蓄積が懸念される場合には、窒素発生装置による系統への窒素供給により系統内の排気が可能であるため、水素爆発防止は適切に実施できる。

窒素発生装置による窒素供給は、隔離弁「閉」操作後、直ちに実施する。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第 6 図に、崩壊熱



による蒸気と水素の発生量の関係（計算例）を第 7 図に示す。

## (2) 系統の水素濃度監視

(1) で示した各状態について、水素濃度監視は以下のように設定している。

### a. 系統待機状態①：プラント通常運転中

系統内に水素は持ち込まれないため、水素濃度監視は不要である。

### b. 系統待機状態②：重大事故時，ベント前

系統内に水素は持ち込まれないため、水素濃度監視は不要である。

### c. 系統運転状態

系統内に水素は持ち込まれるが、ベント開始直後は系統内が不活性化されており、また、格納容器の酸素濃度を可燃限界未満で維持しているため、系統内で酸素濃度が可燃限界を到達することがなく水素燃焼は発生しない。その後も格納容器内での蒸気発生量が非常に多く、水素濃度が可燃限界近くまで上昇しないことから、水素濃度監視は不要である。

### d. 事故収束状態：「隔離弁開」

c. に記載のとおり、格納容器内での蒸気発生量が非常に多く、水素濃度が可燃限界近くまで上昇する可能性はほとんどない。水素濃度監視は、窒素発生装置による窒素供給で系統内の排気と不活性化を行う場合に、その効果を確認する意味で実施する。水素濃度計はフィルタ装置入口配管の最も高い位置に設置する。

### e. 事故収束状態：「隔離弁閉」

スクラビング水の放射線分解により発生する水素が、長期的に系統内に滞留しないことを確認するため、適宜水素濃度測定を実施する。

## (3) 枝管の水素蓄積について



格納容器フィルタベント系の主ラインから分岐する枝管の閉止端までの長さ (L) と内径 (D) 等を第 1 表, 系統概略図を第 1 図に示す。ベント時において, これらの枝管の水素蓄積の評価を「BWR 配管における混合ガス(水素・酸素)蓄積防止に関するガイドライン(第 3 版)」(日本原子力技術協会)に基づき実施した。

評価の結果, サプレッション・チェンバ (S/C) 側第 1 弁のバイパスライン及び耐圧強化ベントラインについては, 下向きあるいは水平の枝管であり水素が蓄積することはない。

また, 換気空調系ラインについては, 上向きの枝管であるが, L/D が小さいため, 水素が蓄積することはない。

一方で, ドライウェル (D/W) 側第 1 弁のバイパスライン及び原子炉建屋ガス処理系ラインについては, 上向きあるいは斜上向きの枝管であり, L/D が大きいため, 水素が蓄積する可能性がある。そのため, 第 8 図に示すように, ベント時に水素を連続してフィルタベント主ラインに排出させるベントラインを設置し, 水素が蓄積することのない設計とする。

#### (4) 対向流について

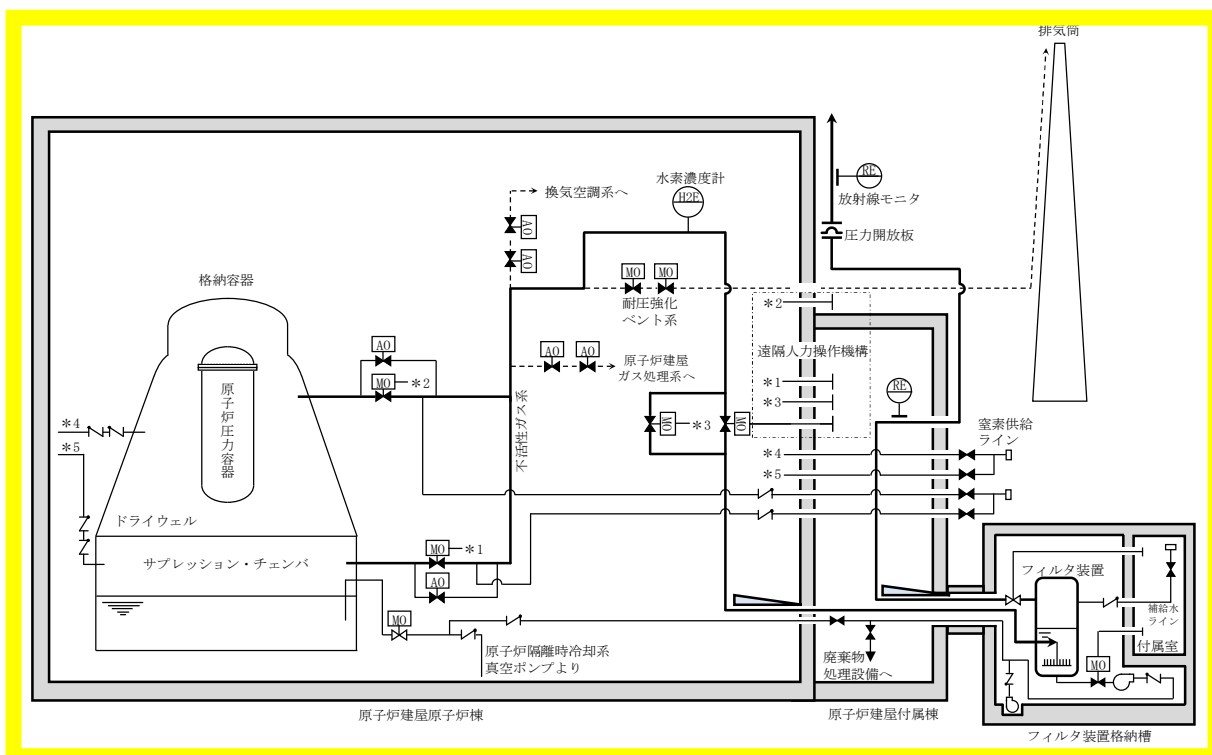
ベント実施直後は, 水蒸気, 窒素, 水素等の混合流体がフィルタ装置に流入するが, 水蒸気の一部はスクラバ水に熱を奪われ凝縮する。

スクラビング水が沸騰するまでにフィルタ装置に流入する水蒸気の全量が凝縮し続けると仮定した場合でも, 沸騰するまでの間 (1時間以内) 水素や窒素はフィルタ装置へ継続して流入するため, フィルタ装置の下流側の流量は維持される。また, 沸騰した後はフィルタ装置に流入する水蒸気は凝縮されず, フィルタ装置の下流側の流量は維持される。以上



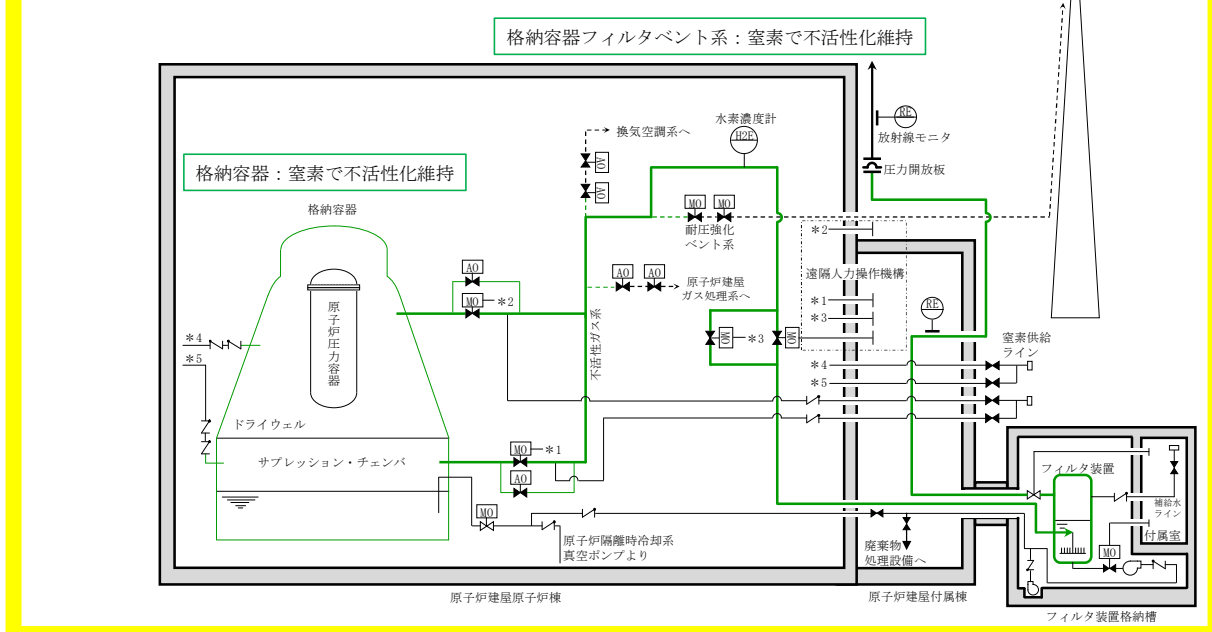
のことより、フィルタ装置の下流の流量は維持され、対向流は発生しない。





第1図 格納容器フィルタベント系 系統概略図

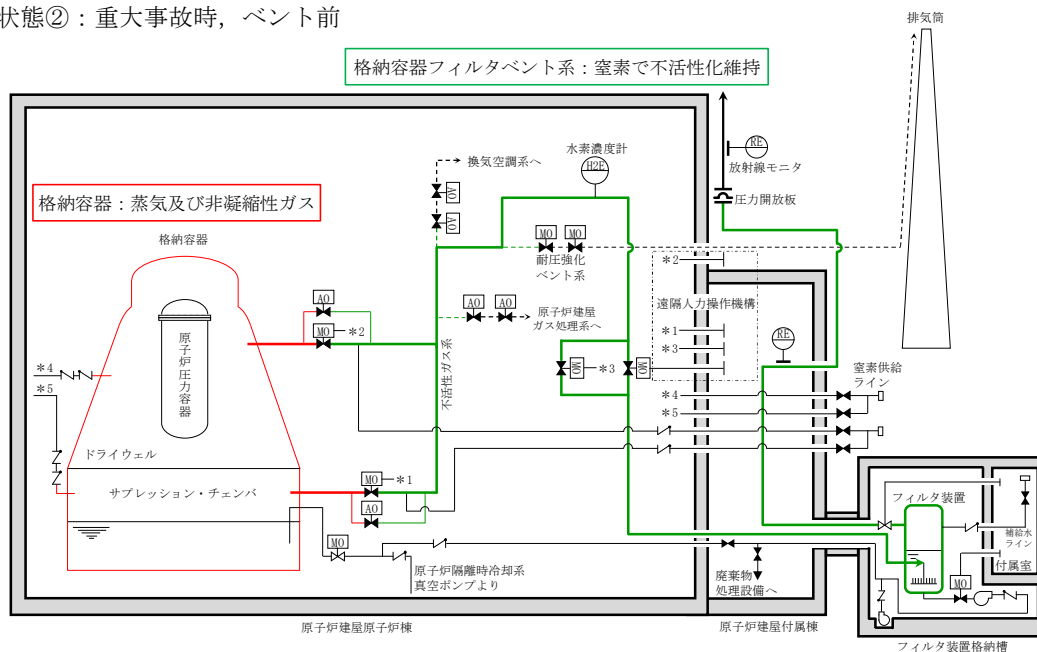
系統待機状態①：プラント通常運転中



第2図 水素爆発防止対策（系統待機状態①）

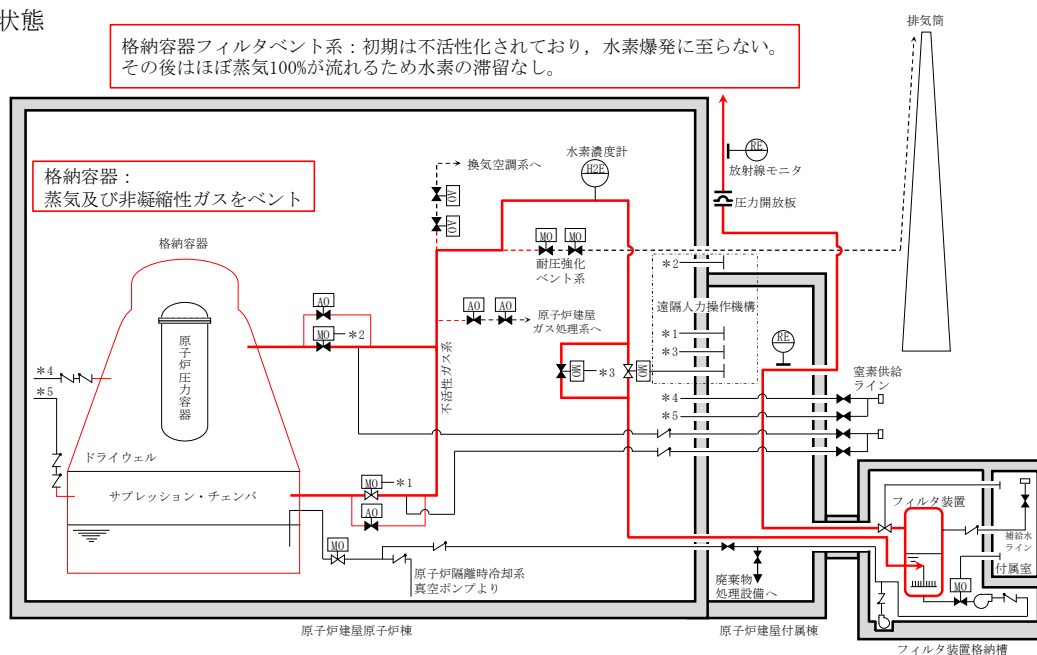


系統待機状態②：重大事故時，ベント前



第3図 水素爆発防止対策（系統待機状態②）

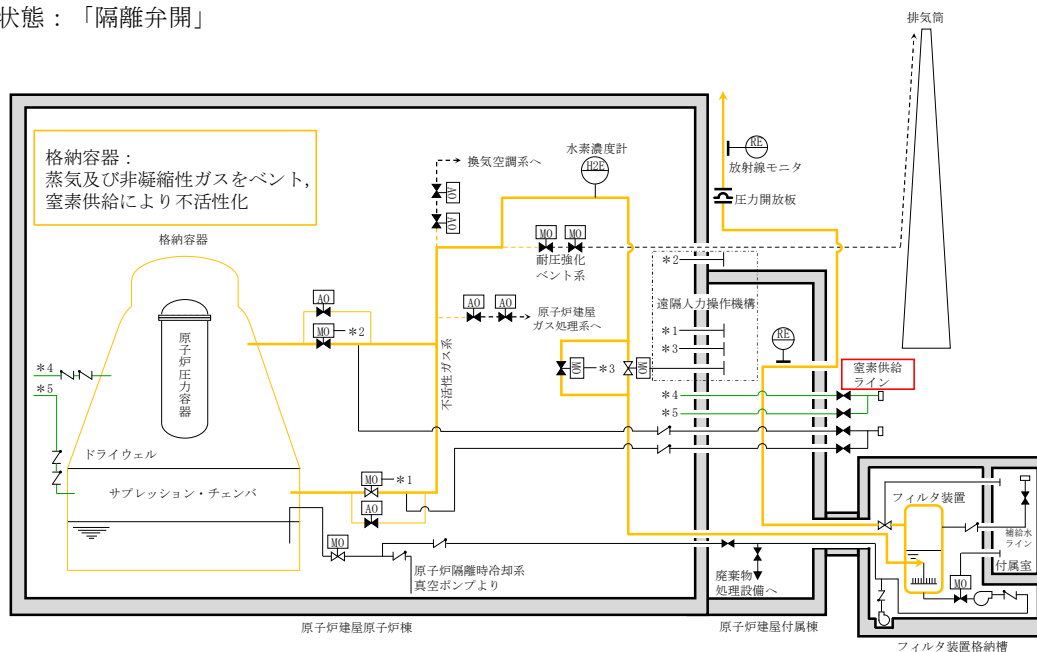
系統運転状態



第4図 水素爆発防止対策（系統運転状態）

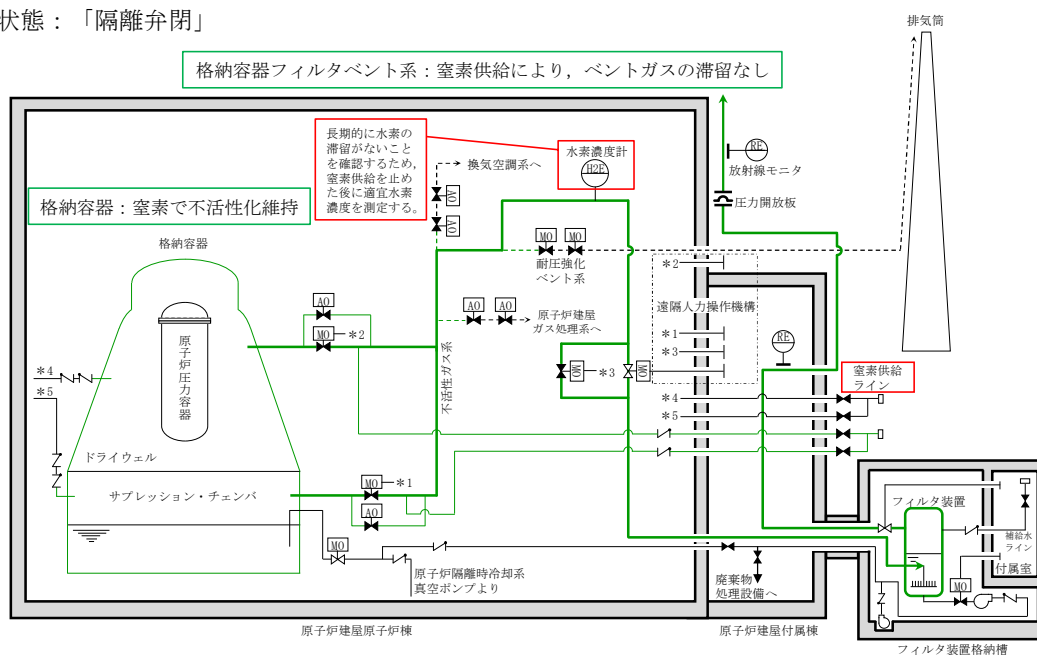


事故収束状態：「隔離弁開」



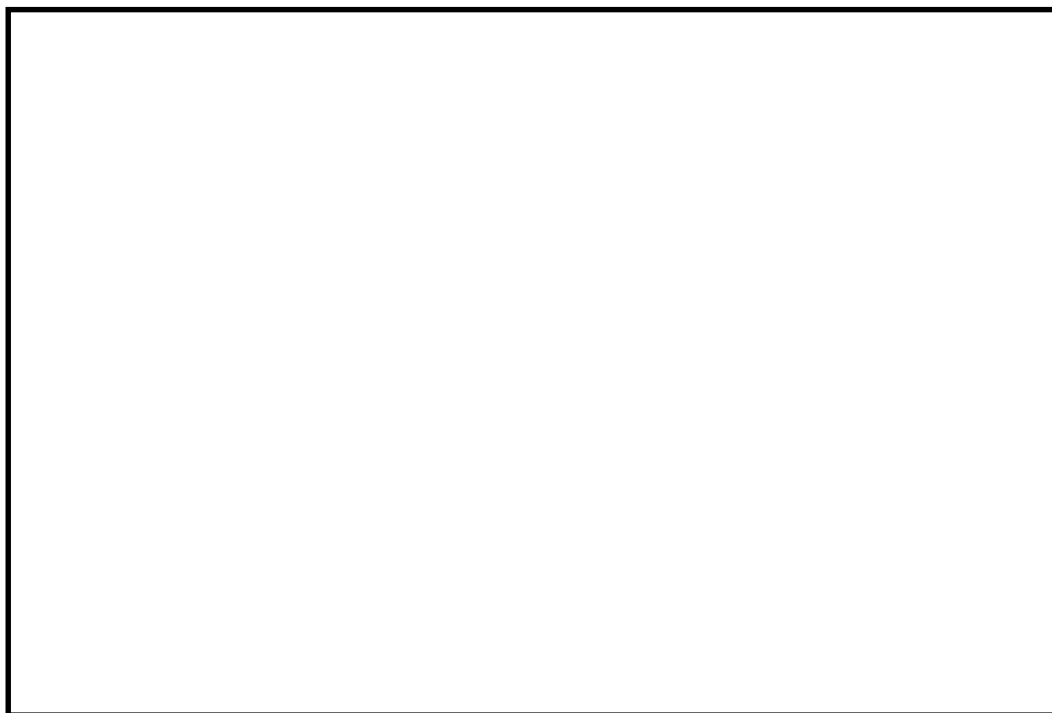
第5図 水素爆発防止対策（事故収束状態「隔離弁開」）

事故収束状態：「隔離弁閉」



第6図 水素爆発防止対策（事故収束状態「隔離弁閉」）





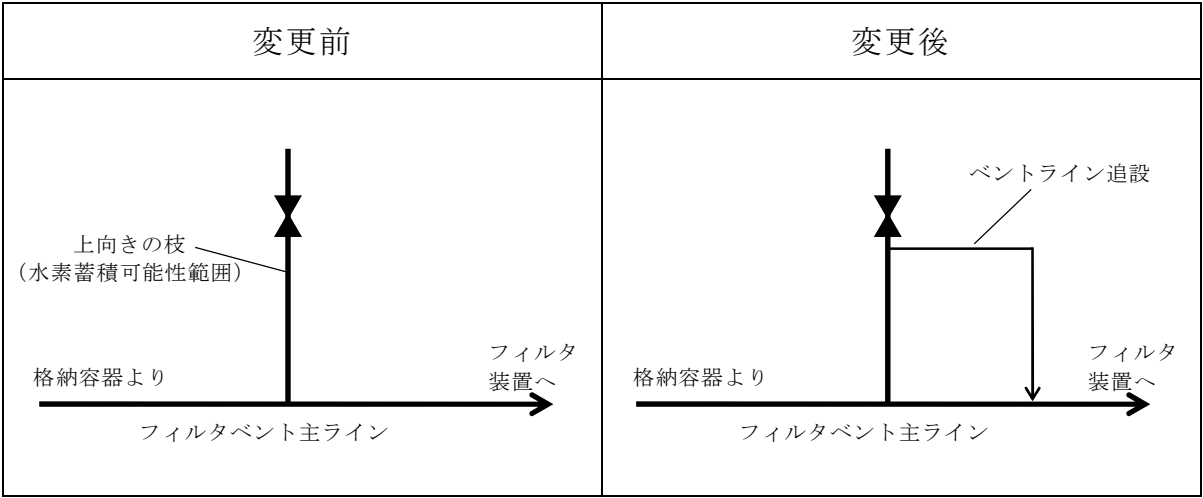
第 7 図 崩壊熱による蒸気と水素の発生量の関係（計算例）



第 1 表 主ラインから分岐する枝管の閉止端までの長さ と 口径等

	分岐箇所	分岐 方向	枝管 長さ L (m)	枝管 内径 D (m)	L/D (-)	水素 蓄積 可能性
1	S / C 側隔離弁 バイパスライン (上流側)	下	—	—	—	無
2	S / C 側隔離弁 バイパスライン (下流側)	下	—	—	—	無
3	D / W 側隔離弁 バイパスライン (上流側)	上	4.006	0.0495	80.9	有
4	D / W 側隔離弁 バイパスライン (下流側)	上	1.115	0.0495	22.5	有
5	換気空調系ライン	上	0.755	0.5906	1.28	無
6	原子炉建屋ガス処理系 ライン	斜上	5.073	0.5906	8.59	有
7	耐圧強化ベントライン	水平	—	—	—	無
8	フィルタベント隔離弁 (第二弁 B 上流側)	下	—	—	—	無
9	フィルタベント隔離弁 (第二弁 B 下流側)	水平	—	—	—	無
10	フィルタベント隔離弁 (第二弁 A 上流側)	水平	—	—	—	無
11	フィルタベント隔離弁 (第二弁 A 下流側)	上	7.043	0.4286	16.4	有





第 8 図 枝管へのベントラインの追設（水素蓄積防止）



(参考) 移送ライン使用時における格納容器内へ空気流入影響について

スクラビング水の移送ラインについては、第1図のように移送ポンプを用いてスクラビング水をサプレッション・チェンバへ移送することとしているが、スクラビング水を移送する際には、移送ポンプ下流側配管のうち水張りを行っていない範囲の空気がスクラビング水と同時にサプレッション・チェンバへ流入する。

移送ポンプは、定期的にテストタンクを用いて作動試験を実施することから、系統待機時には水張りがされていると考えられるが、保守的に移送ラインの配管容積全ての空気量がサプレッション・チェンバへ移行したとして評価した結果を以下に示す。

移送ラインの配管容積 約 $0.3\text{m}^3$

サプレッション・チェンバの空間容積 約 $400\text{m}^3$ ※

※サプレッション・チェンバ側の排気ライン下端から上部の空間容積を保守的に丸めた数値。

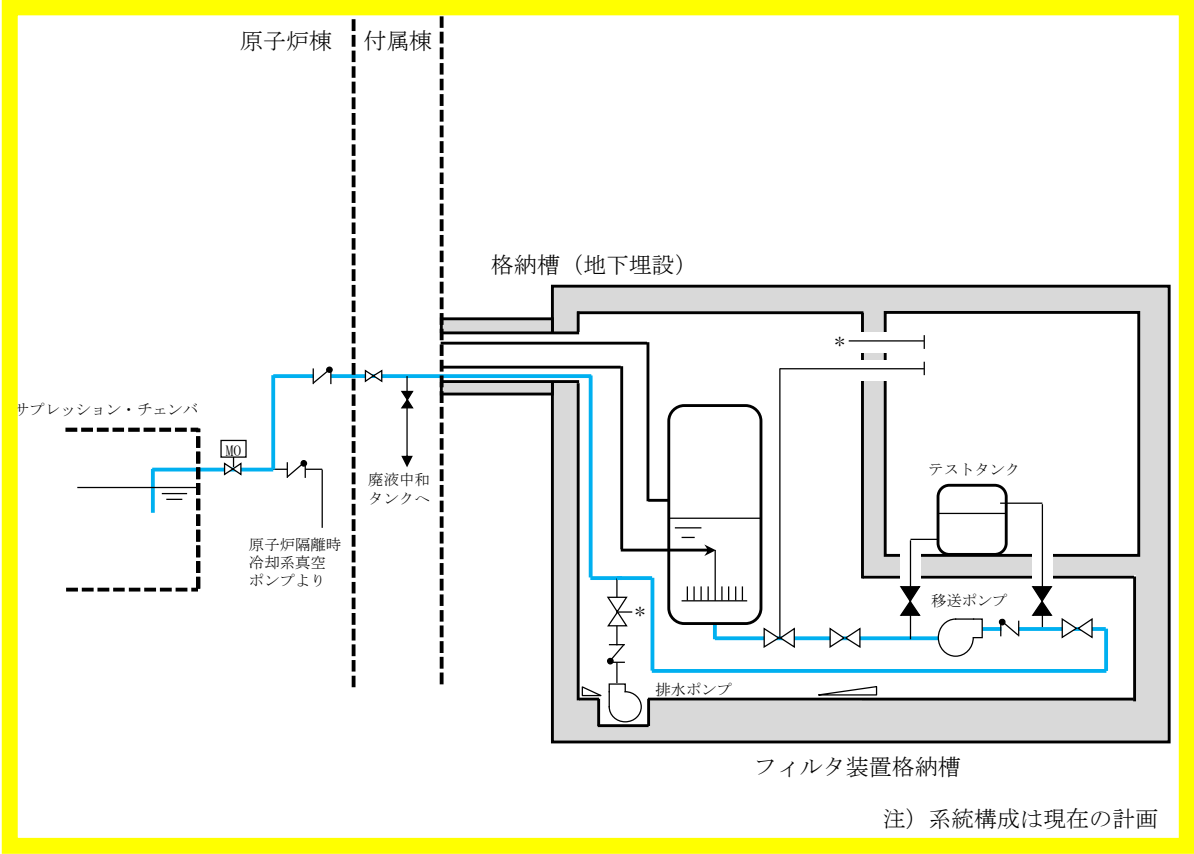
系統待機時の移送ラインの空気の状態を酸素濃度21%，大気圧，温度 $10^{\circ}\text{C}$ ，サプレッション・チェンバ内の状態を大気圧，温度 $100^{\circ}\text{C}$ と仮定すると，サプレッション・チェンバへの酸素流量は以下となる。

$$\begin{aligned} (\text{酸素流入量}) &= 0.3 \times 0.21 \times (273.15 + 100) \text{ } / \text{ } (273.15 + 10) \\ &= 0.083 \cdots \rightarrow 0.09 \text{ (m}^3\text{)} \end{aligned}$$

この酸素流入量は，サプレッション・チェンバの空間容積に対して，0.03%未満であり，酸素の可燃限界濃度である5%に比較して非常に小さく，ベント停止後の原子炉格納容器内は窒素供給等による不活性化を行っていること



から問題ない。



第9図 移送ライン系統概要図



### 格納容器フィルタベント系の系統設計条件の考え方について

格納容器フィルタベント系については、想定される事故事象での使用条件下において、性能を発揮できる設計とするため、系統設計条件を定めている。主な系統設計条件を第 1 表に示す。

第 1 表 格納容器フィルタベント系の系統設計条件

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	620kPa[gage]	格納容器の限界圧力である 2Pd（最高使用圧力 310kPa[gage] の 2 倍）とする。
最高使用温度	200℃	格納容器の限界温度とする。
設計流量	13.4kg/s （格納容器圧力 310kPa[gage] に おいて）	原子炉定格熱出力 1% 相当の飽和蒸気量を，ベント開始圧力が低い場合（310kPa[gage]）であっても排出可能な流量とする。
フィルタ装置 内発熱量	500kW	想定されるフィルタ装置に捕集，保持される放射性物質の崩壊熱に対して十分な余裕を見込み，原子炉定格熱出力の 0.015% に相当する発熱量とする。
エアロゾル 移行量	400kg	想定されるフィルタ装置に移行するエアロゾルの量（38kg）に対して十分な余裕を見込み，400kg とする。
耐震条件	基準地震動 $S_s$ に て機能維持	基準地震動 $S_s$ にて機能を維持する。

格納容器フィルタベント系の各設計条件の考え方を以下に示す。

#### (1) 最高使用圧力及び最高使用温度

格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器内のガスを排気することにより、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し、格納容器圧力が格納容器の限界圧力である 620kPa[gage]（2Pd：最高使用圧



力の 2 倍) に到達するまでにベント操作を実施することとしている。

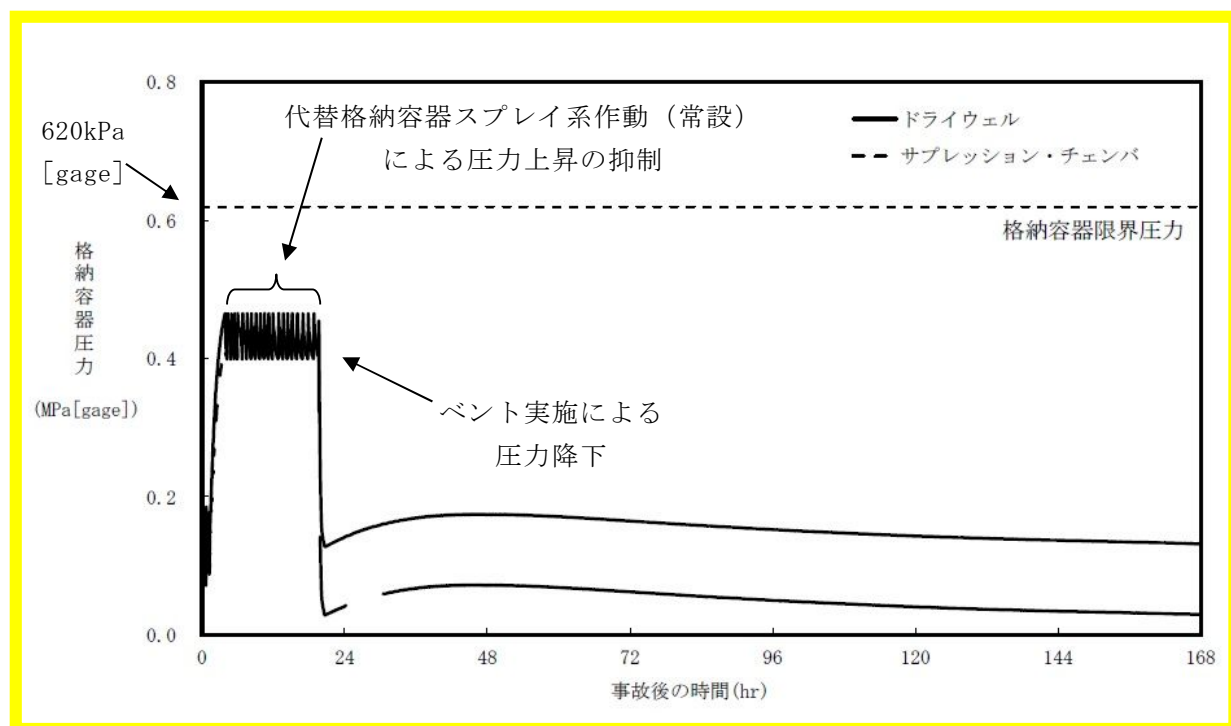
有効性評価における格納容器圧力及び格納容器温度の推移から、ベント時に格納容器圧力及び格納容器温度は限界圧力 620kPa[gage] 及び限界温度 200℃を下回ることから、格納容器の限界圧力及び限界温度を格納容器フィルタベント系の最高使用圧力及び最高使用温度としている。

有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（循環冷却を使用しない場合）」における格納容器圧力及び格納容器温度の推移を第 1 図、第 2 図に示す。格納容器圧力の最大値はベント時の約 465kPa[gage]、シーケンス中の格納容器の最高温度は事象開始直後、破断口から流出する過熱蒸気により一時的に格納容器雰囲気温度は約 202℃となるが、格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は最大でも約 157℃であり、限界温度 200℃を超えないことから、格納容器の限界圧力及び限界温度を下回っている。

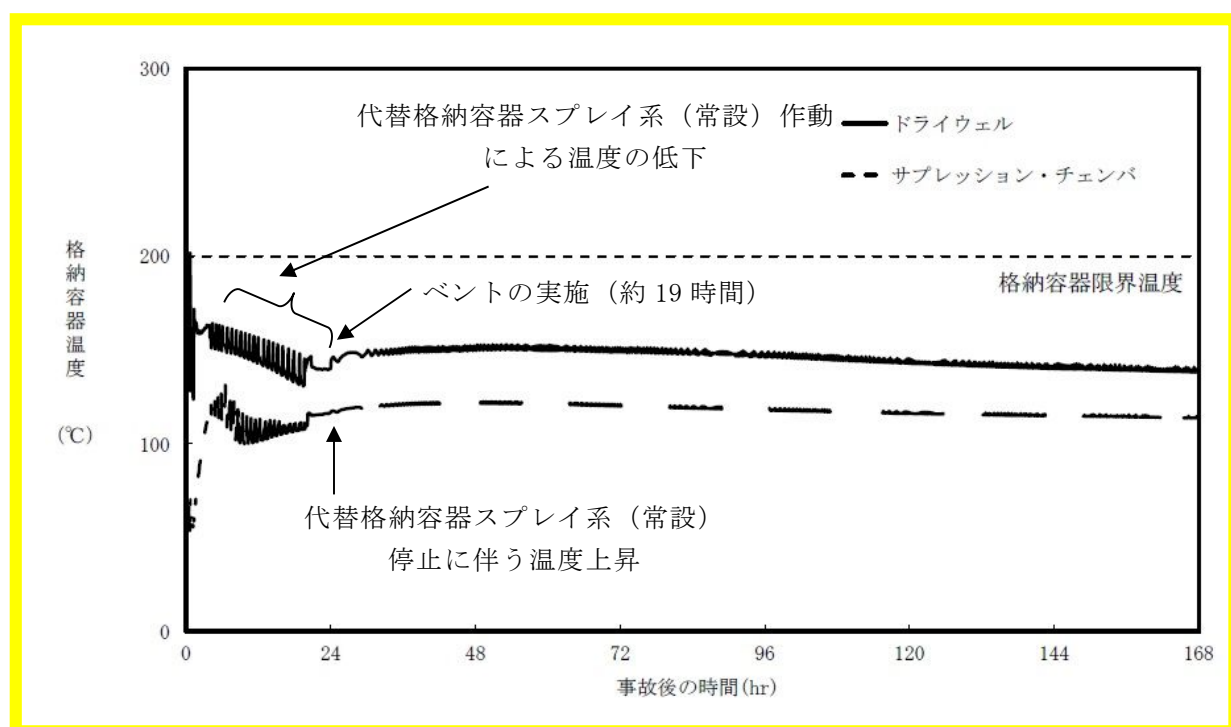
東海第二発電所においては、重大事故等時においても格納容器バウンダリの健全性が維持できる格納容器の限界温度、限界圧力である 200℃、2Pd を格納容器フィルタベント系の設計条件としている。

最高使用圧力及び最高使用温度については、格納容器フィルタベント系の構造設計に使用される。





第 1 図 「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）」における格納容器圧力の推移



第 2 図 「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）」における格納容器温度の推移



(参考) フィルタ装置の最高使用圧力及び最高使用温度を超える場合の健全性について

ベント中のフィルタ装置（容器）について，設計上考慮している最高使用圧力（620kPa[gage]），最高使用温度（200℃）を超える場合の構造健全性を評価する。

#### ・評価方法

フィルタ装置の持つ放射性物質の閉じ込め機能が喪失する要因として，高温状態で内圧を受け，過度に塑性変形することによる延性破壊が想定される。

フィルタ装置について，「発電用原子力設備規格 設計建設規格（2005 年版（2007 年追補版を含む））J S M E S N C 1-2005/2007」（以下，「設計・建設規格」という）に示される，内面に圧力を受ける円筒胴の計算上必要な厚さを求める式により，温度（フィルタ装置温度における材料の許容引張応力），圧力をパラメータとして，フィルタ装置（胴部）の構造健全性が確保される，温度と圧力の組合せを評価する。

#### ・評価

設計・建設規格の PVC-3122（1）項に準拠し，設計・建設規格「表 5 鉄鋼材用（ボルト材を除く）の各温度における許容引張応力」に規定される，50℃から 450℃の各温度における許容引張応力を与えることで，構造健全性が確保できる圧力（以下，「許容圧力」という。）を算出する。

$$t = \frac{PD_i}{2S_{\eta} - 1.2P}$$

ここで，

t : 胴の最小厚さ



$P$  : 許容圧力 (MPa)

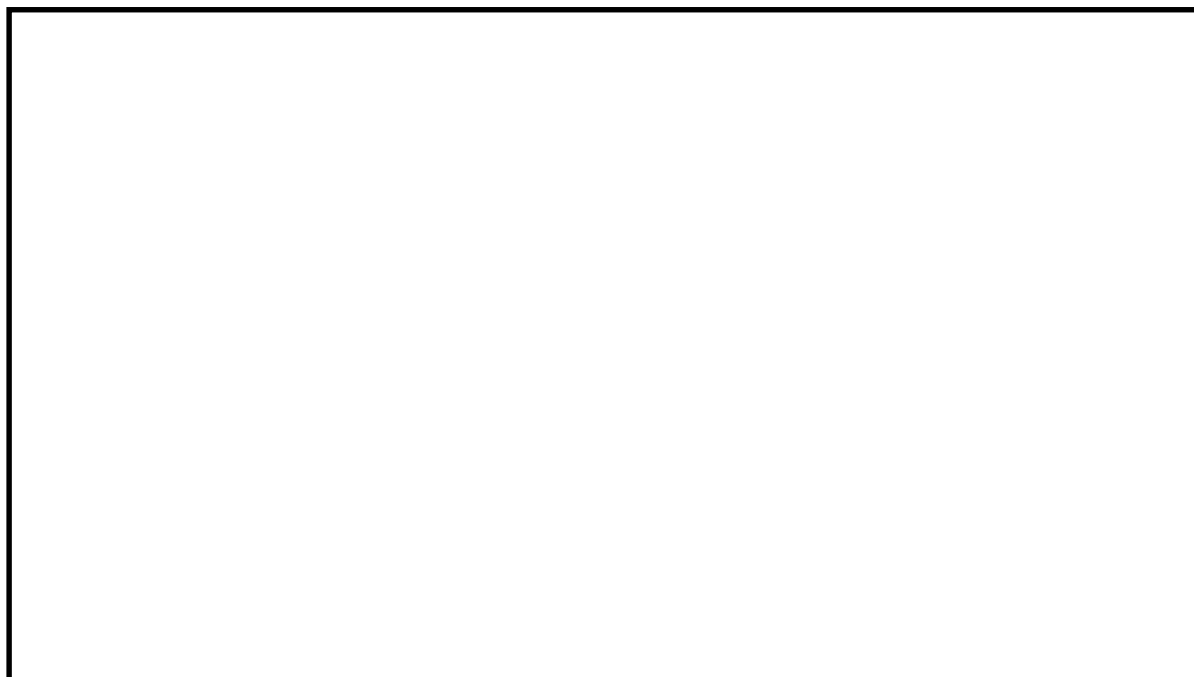
$D_i$  : 胴の内径 4,600 (mm)

$S$  : 各温度における材料の許容引張応力 (MPa)

$\eta$  : 長手継手の効率 ( $\eta = 1$ )

・ 評価結果

設計・建設規格の必要最小板厚を求める式を用いて評価を実施した結果を、第 3 図に示す。200℃における許容圧力は  であり、 $2P_d$  を超える構造健全性を有する結果が得られた。



第 3 図 フィルタ装置（胴部）の必要最小板厚の式を用いた評価結果



## (2) 系統流量（ベントガス流量）

格納容器フィルタベント系の系統流量は、原子炉定格熱出力の 1%相当の蒸気流量をベント開始圧力が低い場合（1Pd）においても排出できるよう以下のとおり設定している。

## a. 蒸気流量の設定

保守的に原子炉停止後 2～3 時間後に格納容器フィルタベント系が使用されると考え、その時点での原子炉の崩壊熱として原子炉定格熱出力の 1%を設定し、それに相当する蒸気流量とする。

## b. 格納容器圧力の設定

有効性評価において格納容器フィルタベント系のベント開始圧力を 1Pd～2Pd としており、格納容器圧力が低い方が蒸気排出条件が厳しくなるため、格納容器圧力は 1Pd とする。

## c. 系統流量の算出

a. 及び b. の組合せにより、系統流量を設定する。系統流量は式 1 により算出する。

$$W_{Vent} = Q_R \times 0.01 / (h_S - h_w) \times 3600 / 1000 \quad (\text{式 1})$$

ここで、

$W_{Vent}$  : 系統流量 (t/h)

$Q_R$  : 定格熱出力 ( $3293 \times 10^3 \text{ kW}$ )

$h_S$  : 飽和蒸気の比エンタルピー ( $2739 \text{ kJ/kg}$  @1Pd)

$h_w$  : 飽和水の比エンタルピー ( $251 \text{ kJ/kg}$  @60℃)

以上より、系統流量は 48t/h となることから、13.4kg/s を格納容器圧



力 1Pd の時の系統流量とする。系統流量は、配管設計やオリフィスの設計条件として使用される。

なお、格納容器圧力が 1Pd より高い圧力でベントする場合には、その時の格納容器圧力と系統全体の圧力損失から系統流量が決まり、格納容器圧力が 1Pd 以上になれば系統流量も 13.4kg/s 以上となり、より蒸気を排出しやすい状況となる。

### (3) フィルタ装置内発熱量

格納容器フィルタベント系のフィルタ装置内発熱量は、原子炉定格熱出力の 0.015% に相当する崩壊熱である 500kW に設定している。

NUREG-1465 における格納容器ソースタームに基づき、ドライウェルベント時に格納容器からフィルタ装置に移行する FP による崩壊熱を評価する。

フィルタ装置内発熱量は以下の式で表される。

【フィルタ装置内発熱量】

= 【①ベント時の原子炉の崩壊熱】

× 【②FP の格納容器への放出割合】

÷ 【③格納容器内の DF】

× 【④フィルタ装置に蓄積する FP の崩壊熱への寄与割合】

#### ① ベント時の原子炉の崩壊熱

保守的に原子炉停止後約 2 時間後に格納容器フィルタベント系が使用されると考え、その時点での原子炉の崩壊熱として、原子炉定格熱出力の 1% とする。



## ② FP の格納容器への放出割合

NUREG-1465 に基づき、揮発性核種のうち格納容器への放出割合が最も大きい Halogen (I) の放出割合である 61% で代表させる (第 2 表参照)。

## ③ 格納容器内の DF

海外で行われた FP エアロゾルの自然除去効果に関する実験結果 (NSPP 実験等) に基づき、自然沈着による除去効果として、ドライウェルベント時は DF : 10 とする。

## ④ フィルタ装置に蓄積する FP の崩壊熱への寄与割合

NUREG-1465 に基づき、揮発性が比較的高く、炉心損傷を伴う事故時に有意な放出割合となり、フィルタ装置に蓄積する核種として、Halogen (I), Alkali metal (Cs), Te, Ba 及び Sr を想定し、これら核種の崩壊熱への寄与割合は 22% とする (第 3 表参照)。

したがって、定格熱出力に対する崩壊熱は以下のように評価される。

$$\text{➤ ドライウェルベント} : 0.01 \times 0.61 \div 10 \times 0.22 = 0.01342\%$$

以上より、フィルタ装置内発熱量は、上記割合を包絡する条件とし、原子炉定格熱出力の 0.015% である 500kW (3293MW × 0.015%) と設定する。

フィルタ装置内発熱量は、スクラビング水の初期保有量及びフィルタ装置の寸法設定に使用される。



第 2 表 NUREG-1465 における格納容器内への放出割合

	Gap Release	Early-In -vessel	Ex-vessel	Late-In -vessel	合計
Noble Gases※	0.05	0.95	0	0	1.00
Halogens (I)	0.05	0.25	0.30	0.01	0.61
Alkali metal (Cs)	0.05	0.20	0.35	0.01	0.61
Te	0	0.05	0.25	0.005	0.305
Ba, Sr	0	0.02	0.1	0	0.12
Noble metals (Mo, Ru, Sb)	0	0.0025	0.0025	0	0.005
Ce	0	0.0005	0.005	0	0.0055
La	0	0.0002	0.005	0	0.0052

※ 希ガスはフィルタ装置内に蓄積しないため、評価対象外とする。

第 3 表 放出割合が大きい揮発性核種の崩壊熱寄与割合

元素グループ※	放出 割合	①放出割合 (ハロゲン比)	②崩壊熱寄与割合 (炉停止後約 2 時間)	崩壊熱寄与割合 ①×②
Halogens (I)	0.61	1.0	0.18	0.18
Alkali metal (Cs)	0.61	1.0	0.02	0.02
Te	0.305	0.5	0.02	0.01
Ba, Sr	0.12	0.2	0.06	0.01
			合計	0.22

※ 希ガスはフィルタ装置内に蓄積しないため、評価対象外とする。また、放出割合が小さい核種は放出量として無視できるため、評価対象外とする。

#### (4) エアロゾル移行量

格納容器からのエアロゾル（核分裂生成物エアロゾル、構造材エアロゾル）の移行量のうち、ドライウェルベント時に格納容器からフィルタ装置に移行する核分裂生成物（以下、「FP」という。）エアロゾル量を NUREG-1465 における炉心から格納容器へ放出される FP の割合等を用いて評価した結



果, 約 38kg となる。さらにエアロゾルに係る海外規制を踏まえ, 400kg に設定している。

想定する FP エアロゾル移行量の評価方法と海外規制におけるエアロゾル移行量を以下に示す。

a. FP の炉内内蔵量

各核種グループの FP の炉内内蔵量を第 4 表に示す。

b. FP の格納容器への放出割合

NUREG-1465 に基づき, 各核種グループの放出割合を設定する (第 2 表参照)。

c. 格納容器内の DF

保守的にドライウェルベントの場合を想定し, 崩壊熱の設定と同様に, DF10 とする。

以上より, 想定する FP エアロゾル量を計算した結果, 約 38kg となる。

評価式を以下に示す。

【FP エアロゾル量】 =

$$\sum_{\text{全核種グループ}} [(\text{核種グループの炉内内蔵量}) \times (\text{核種グループの格納容器への放出割合}) / 10]$$

d. 海外規制におけるエアロゾル移行量

ドイツ RSK の勧告では, フィルタ装置に移行するエアロゾル量として PWR については 60kg, BWR については 30kg としている。また, スイスの原子力施設ガイドラインにおいては, エアロゾル量は 150kg と規定されている。



第 4 表 FP の炉内内蔵量

核種 グループ	代表 化学形態	炉内内蔵量 (kg)	格納容器への放 出割合 (-)	FP エアロゾル 移行量 (kg)
Halogens	CsI		0.61	
Alkali metal	CsOH		0.61	
Te	TeO <sub>2</sub> , Sb		0.305	
Ba, Sr	BaO, SrO		0.12	
Noble metals	MoO <sub>2</sub>		0.005	
Ce	CeO <sub>2</sub>		0.0055	
La	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>		0.0052	
			合計	3.8E+01

エアロゾル移行量は、金属フィルタの総面積の設定に使用される。

(参考) 金属フィルタの総面積の設定について

フィルタ装置に移行したエアロゾルのうち、ベンチュリスクラバから金属フィルタへのエアロゾルの移行割合は  となる。したがって、設計エアロゾル移行量 (400kg) に対して、金属フィルタへの移行量は  となる。

金属フィルタの機能が確保できる負荷量は  であり、設計エアロゾル移行量に対しては必要な金属フィルタの面積は  となる。実機の金属フィルタの総面積は  であり、十分に余裕を見込んだ設計としている。



(参考)ベントタイミングにおいて発生する荷重の考慮について

(1) 重大事故等発生時において格納容器内にて発生する動的荷重

重大事故等発生時において、格納容器内にて発生する可能性がある動的荷重には以下のものがある。

- ①ドライウェル内の配管破断によるジェット力
- ②プールスウェル荷重
- ③ベント管出口での蒸気凝縮振動荷重
- ④逃がし安全弁作動時の荷重
- ⑤原子炉隔離冷却タービン排気圧力の荷重

①～③は、原子炉冷却材喪失事故において事故発生直後に発生する荷重であり、ベント時に生じる荷重は、これに比べて影響は小さい。

また④、⑤は、ベント開始の判断基準である格納容器圧力  $2P_d$  に近づいた状態では、原子炉圧力は、冷却材喪失事故や逃がし安全弁による急速減圧等により、既に低下した状態となっており、原子炉隔離冷却系も運転していないことから、 $2P_d$  ベント時に作用する荷重ではない。

以上のことから、ベントの判断基準である格納容器圧力  $2P_d$  における格納容器の加圧は、崩壊熱により発生する蒸気によるものであり、動的荷重を考慮する必要は無い。

スクラバ容器の設計に当たっては、最高使用圧力  $2P_d$ 、最高使用温度  $200^{\circ}\text{C}$  の条件に加えて、地震荷重を考慮した強度評価を実施している。

また、耐圧機器ではないが、内部構造物であるベンチュリノズルについては、差圧荷重及び地震荷重を考慮するとともに、JAVA 試験にて得られた知見を踏まえた圧力振動を考慮して強度評価を実施している。(第 1 表参照)



第 5 表 スクラバ容器の設計

部位	設計に用いた荷重		評価方法
スクラビング 装置（容器）	静的荷重	内圧荷重（最高 使用圧力）	JSME 設計・建設規格に基づき，荷 重に対する必要板厚を算出し，最小 板厚が必要板厚を満足することを 確認する。
		内圧荷重，地震 荷重	内圧荷重及び地震荷重による一次 応力及び一次+二次応力を算出し， 耐震設計技術規程で定める許容値 を満足することを確認する。
	動的荷重		
内部構造物 （ベンチュリ ノズル）	静的荷重	差圧荷重	ASME Sec. II， III， VIIIに基づき評価
		差圧荷重，地震 荷重	ASME Sec. II， III， VIIIに基づき評価
	動的荷重	水力学的荷重	JAVA 試験にて得られた知見を踏ま えて，圧力振動を評価



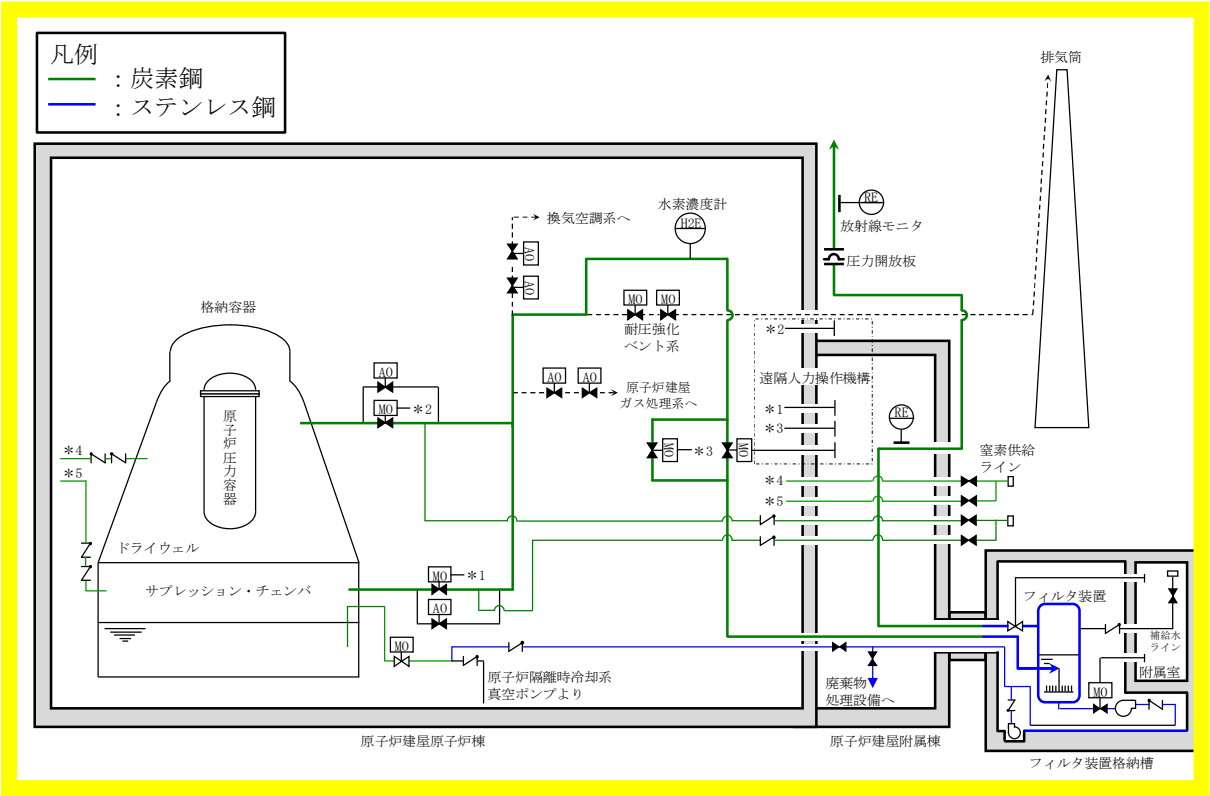
格納容器フィルタベント系の漏えいに対する考慮について

格納容器フィルタベント系を構成する容器，配管等に使用する材料については，ステンレス鋼，炭素鋼を使用しており，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，荷重及びその他の使用条件においてその機能が発揮できるよう，構造設計を行っている。また，炭素鋼配管外面には防錆のため塗装を施し，特に屋外に敷設される配管の外面については，海塩粒子の付着による腐食防止の観点から，シリコン系等の防食塗装を行う。

第 1 表に主要な設計条件を，第 1 図に材質範囲を示す。

第 1 表 格納容器フィルタベント系設備の主要設計条件

最高使用圧力	620kPa [gage]
最高使用温度	200℃
機器クラス	重大事故等クラス 2
耐震仕様	基準地震動 $S_s$ にて機能維持



第 1 図 フィルタ装置及び配管の材質範囲



スクラビング水と接液する各部位については、スクラビング水の性状（高アルカリ性）と重大事故等時に格納容器より放出される放射性物質を捕集・保持すること（高線量）を考慮して、クラス 2 設計による頑健性に加え、漏えい対策として設計上の考慮事項を設けている。

具体的な設計上の考慮事項を第 2 表に示す。

第 2 表 各部位の設計上の考慮事項

部位	設計考慮内容
フィルタ装置	<ul style="list-style-type: none"> <li>・溶接部は JSME 規格に基づき非破壊検査を実施し、欠陥がないことを確認する。</li> <li>・スクラビング水が高アルカリ性 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 1.2em; vertical-align: middle;"></span> であること、重大事故におけるベント時にはスクラビング水が高温（～200℃）となることを考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで、健全性を確保する。</li> <li>・スクラビング水の水面より高い位置にマンホールを設置し、漏えいのリスクを低減した設計としている。</li> </ul>
配管・弁	<ul style="list-style-type: none"> <li>・容器、配管、弁の接続部は原則溶接構造とし、漏えいのリスクを低減した設計とする。溶接部は JSME 規格に基づき非破壊検査を実施し、欠陥がないことを確認する。</li> <li>・フランジ接続部は、適切なガスケットパッキンを使用し、ボルトの締め付け管理により、漏えい防止を図る。（第 3 表参照）</li> <li>・接液部は、スクラビング水が高アルカリ性 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 1.2em; vertical-align: middle;"></span> であること、重大事故におけるベント時にはスクラビング水が高温（～200℃）となることを考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで、健全性を確保する。</li> </ul>



第 3 表 主なパッキン類の使用箇所

パッキン類の使用部位	パッキン類の材質
ベント配管の接続部（フランジ構造）	黒鉛製
弁グランド部	黒鉛製
弁ボンネット部（フランジ構造）	黒鉛製

以上のとおり，格納容器フィルタベント系の各設備については，スクラビング水の漏えいを防止する対策を実施するが，万一スクラビング水が格納槽に漏えいした場合であっても，早期に検知し，漏えい水を移送できるよう，排水設備を設置するとともに，格納槽の想定水没部を防水処理することで，汚染の拡大防止を図る計画としている。



### フィルタ装置の各構成要素における機能について

フィルタ装置は、①ベンチュリスクラバ、②金属フィルタ、③よう素除去部の3つのセクションで構成され、その構成要素は以下のとおりである。フィルタ装置の機能模式図を第1図に示す。

①ベンチュリスクラバ…ベンチュリノズル、スクラビング水、多孔板

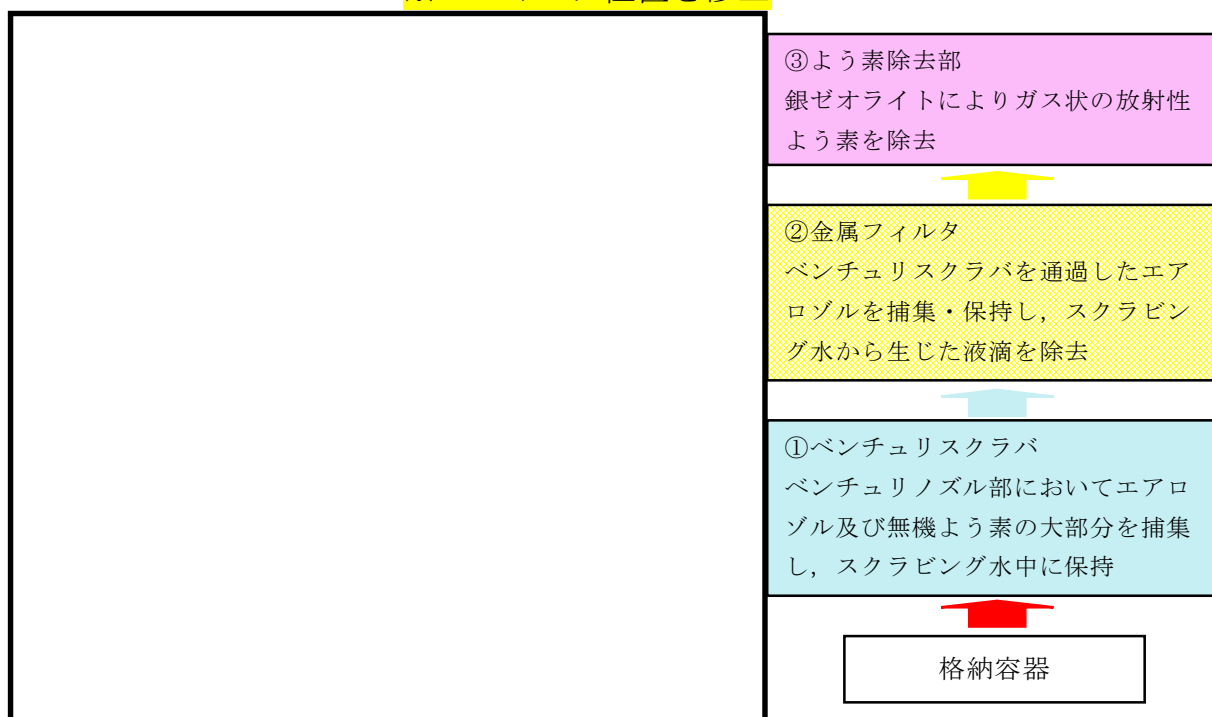
②金属フィルタ…プレフィルタ、湿分分離機構、メインフィルタ

③よう素除去部…銀ゼオライト

＊②と③の間に流量制限オリフィスを設ける

ベントガスはまずベンチュリスクラバに流入し、ベントガスに含まれるエアロゾル及び無機よう素の大部分が捕集され、スクラビング水に保持される。金属フィルタでは、ベンチュリスクラバで捕集できなかったエアロゾルを捕集・保持する。金属フィルタの下流には、流量制限オリフィスを介して設置するよう素除去部があり、ガス状の放射性よう素を捕集・保持する。これら3つのセクションは同一容器内に格納される。

※マスキング位置を修正

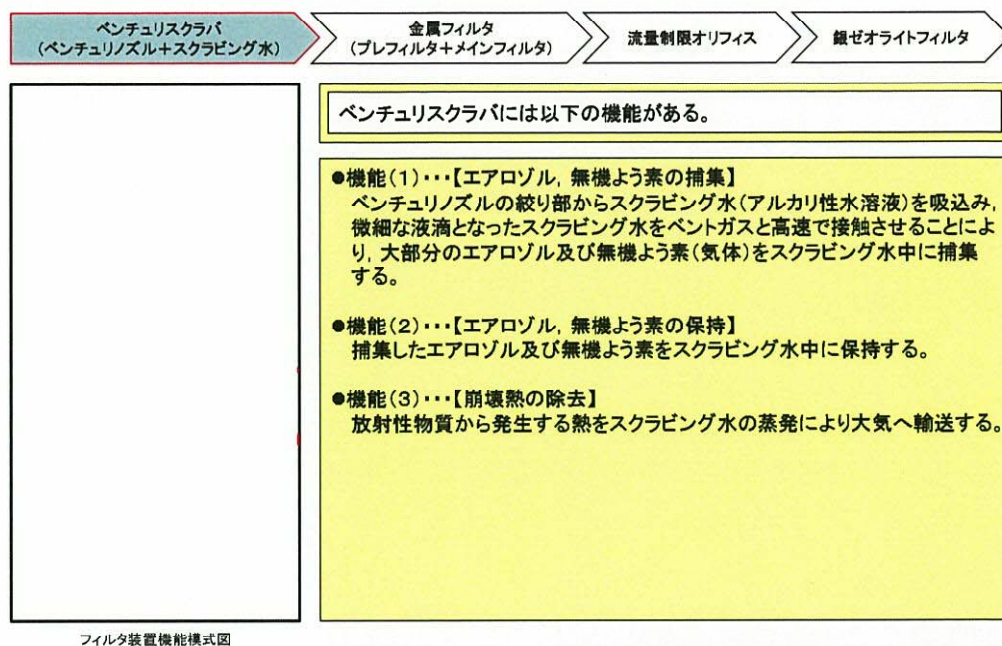


第1図 フィルタ装置の機能模式図



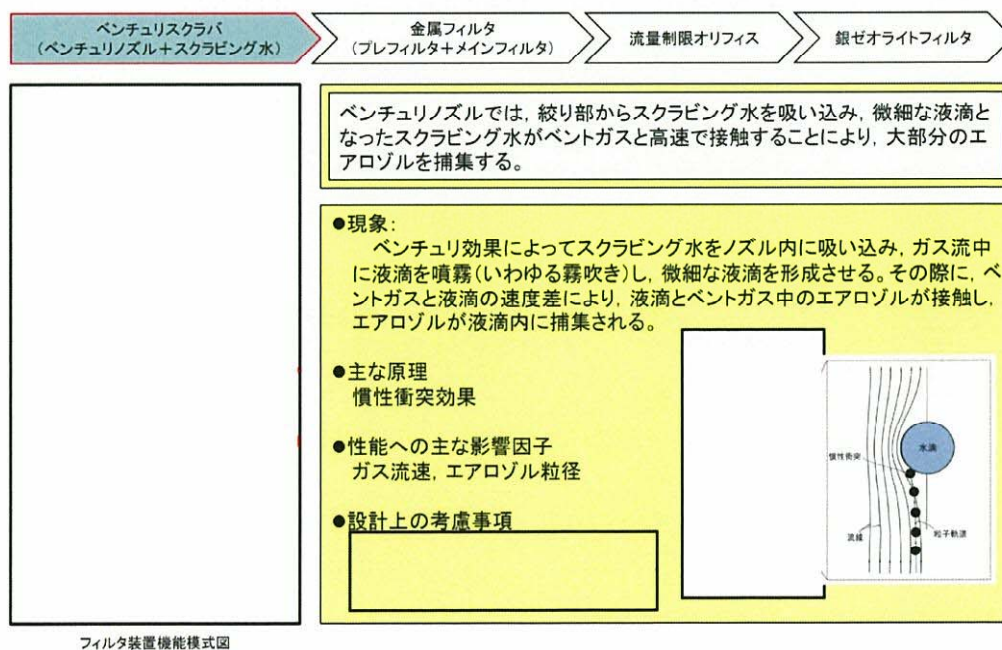
## [フィルタ装置の各構成要素における機能の概要]

## ①ベンチュリスクラバの機能



枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

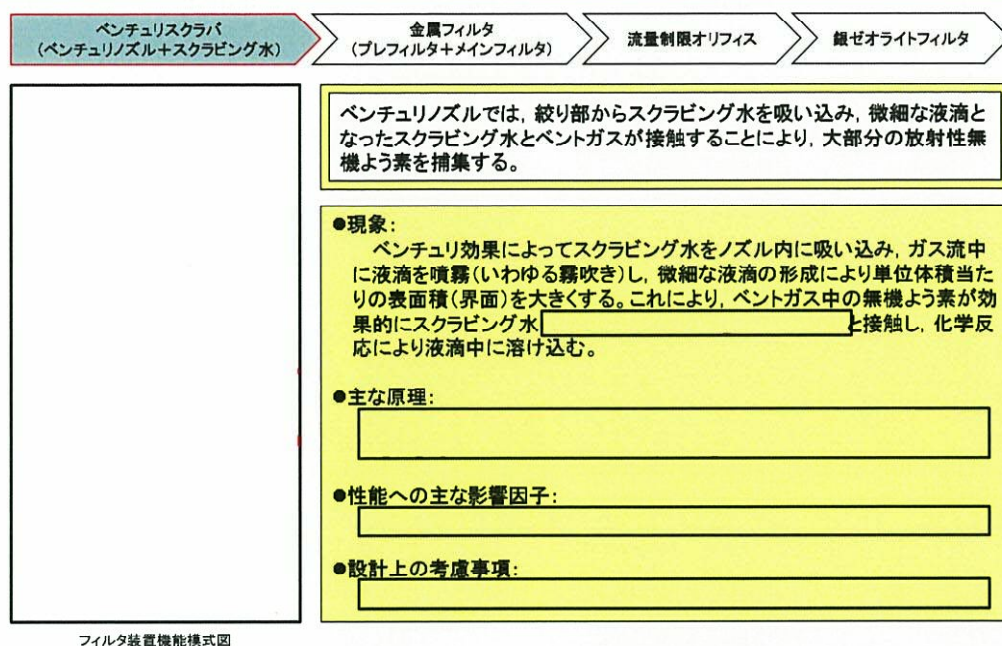
## ①ベンチュリスクラバの機能(1)【エアロゾルの捕集】



枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

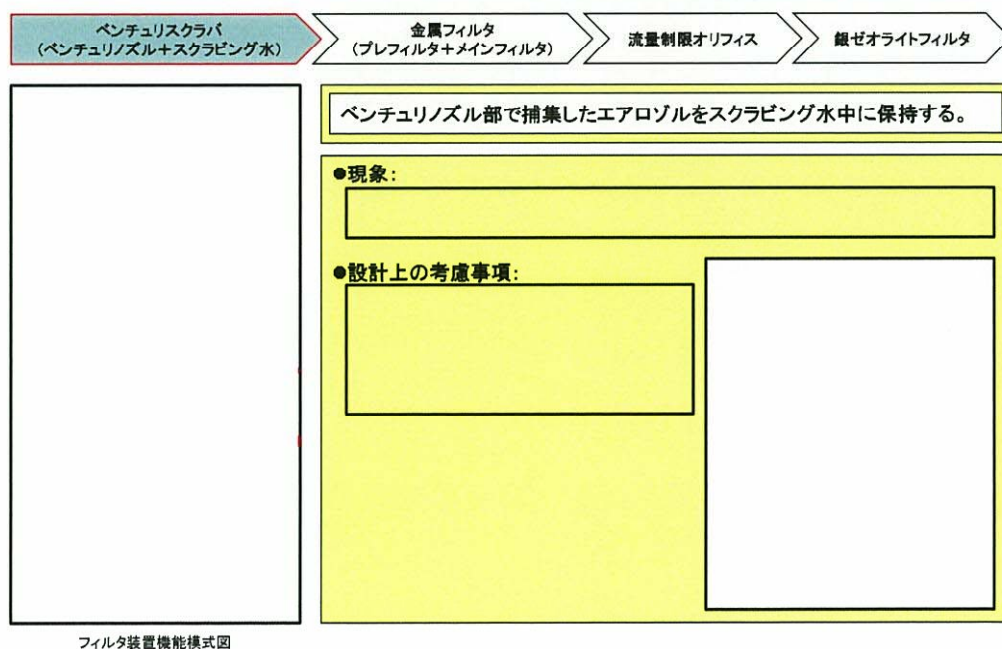


## ①ベンチュリスクラバの機能(1)【無機よう素の捕集】



枠図いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

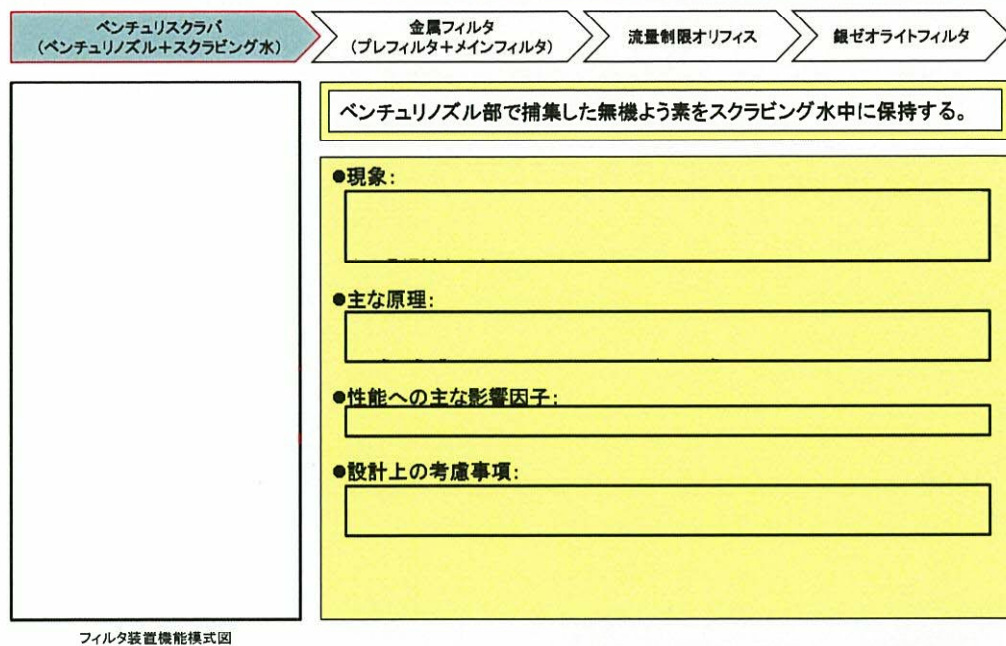
## ①ベンチュリスクラバの機能(2)【エアロゾルの保持】



枠図いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

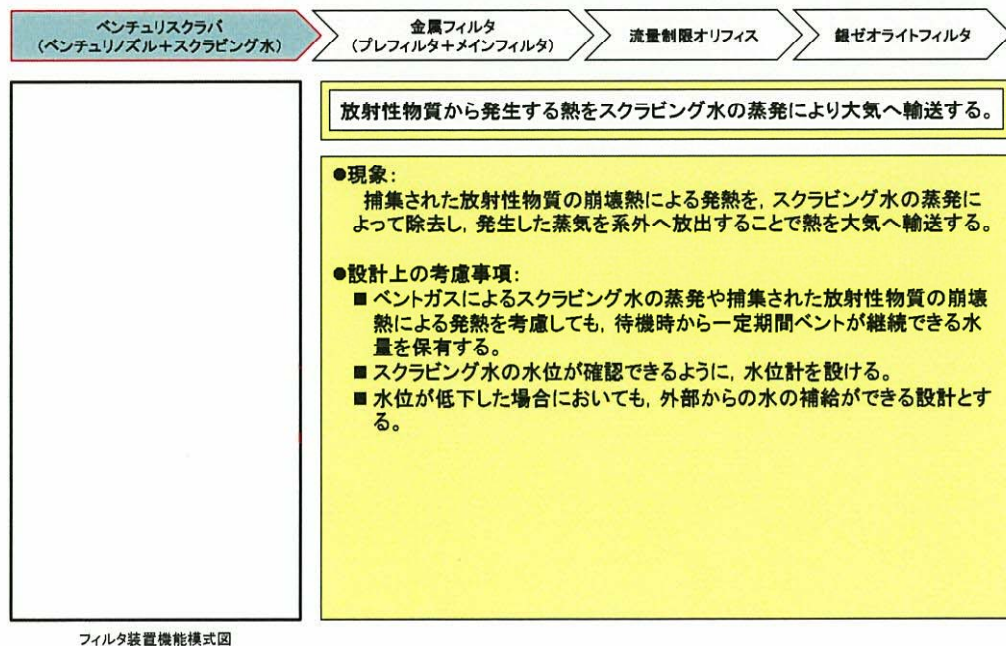


## ①ベンチュリスクラバの機能(2)【無機よう素の保持】



枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

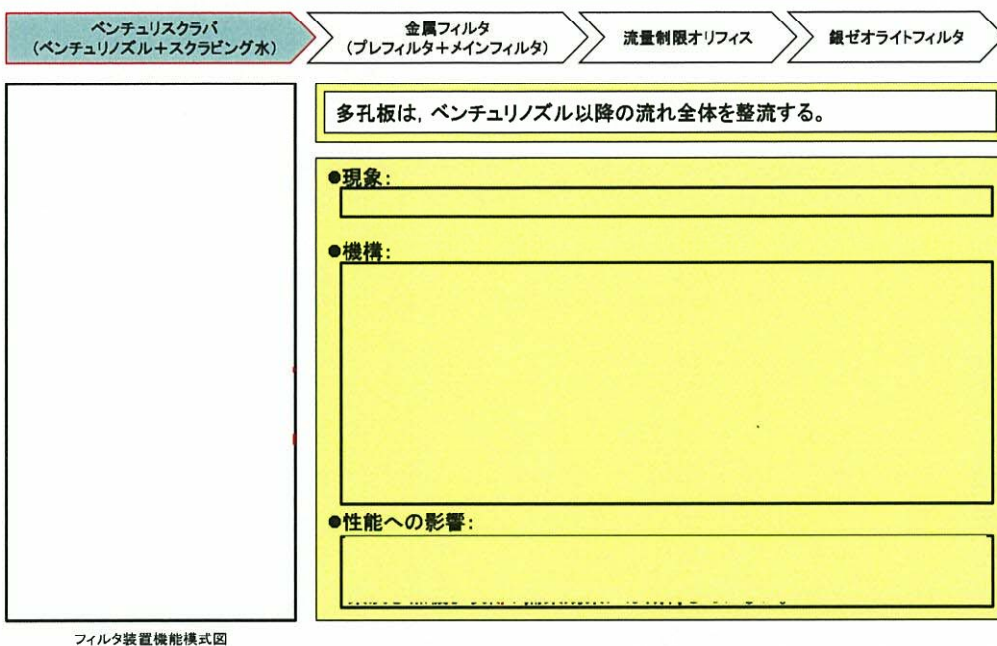
## ①ベンチュリスクラバの機能(3)【崩壊熱の除去】



枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

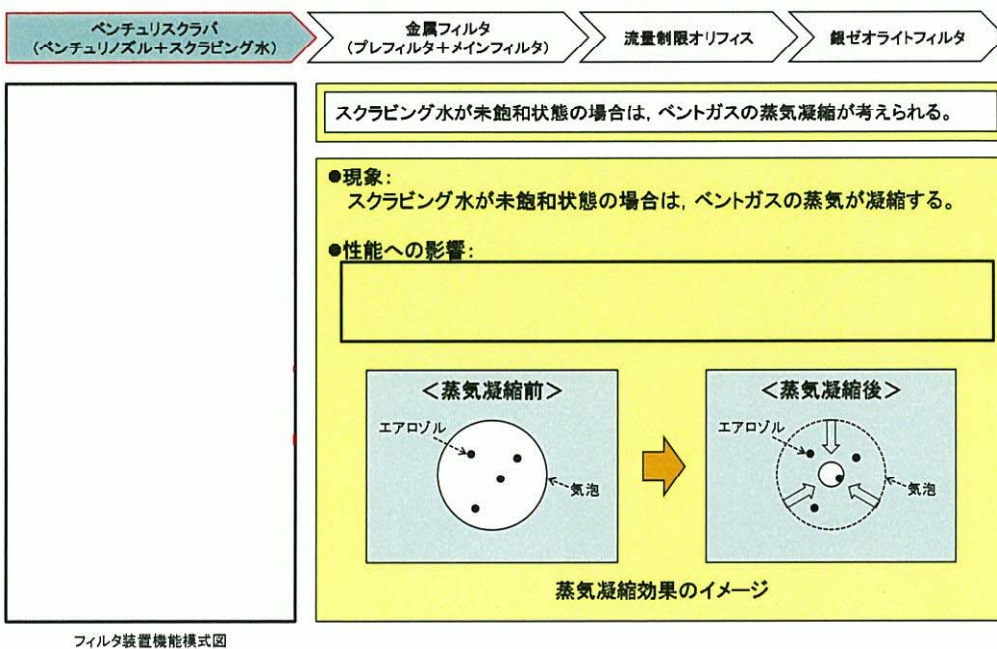


## ①多孔板の機能



枠図いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

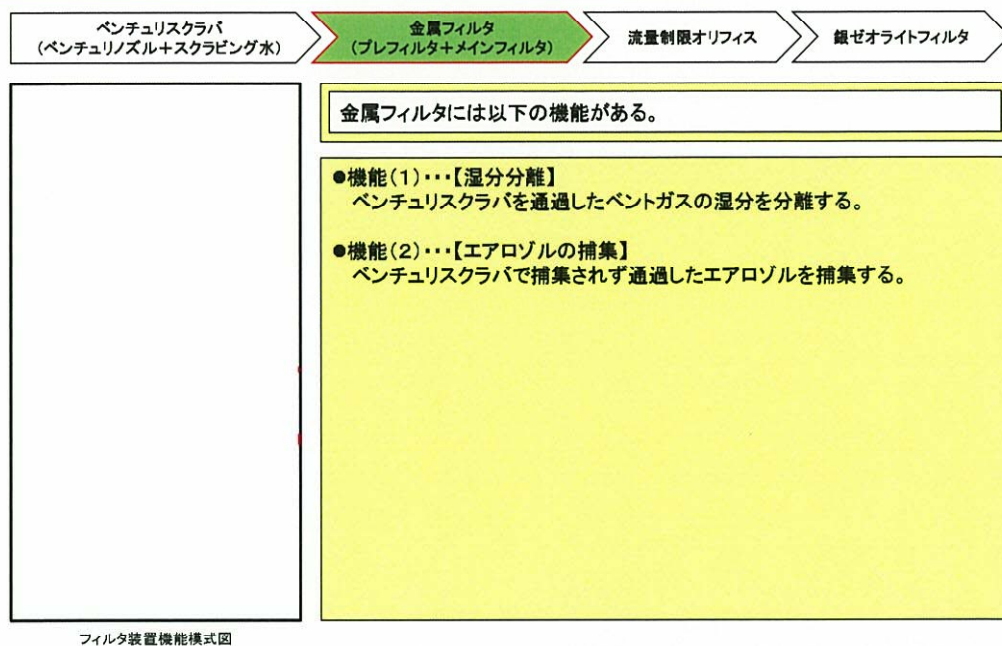
## ①ベンチュリスクラバにおける現象【蒸気凝縮】



枠図いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

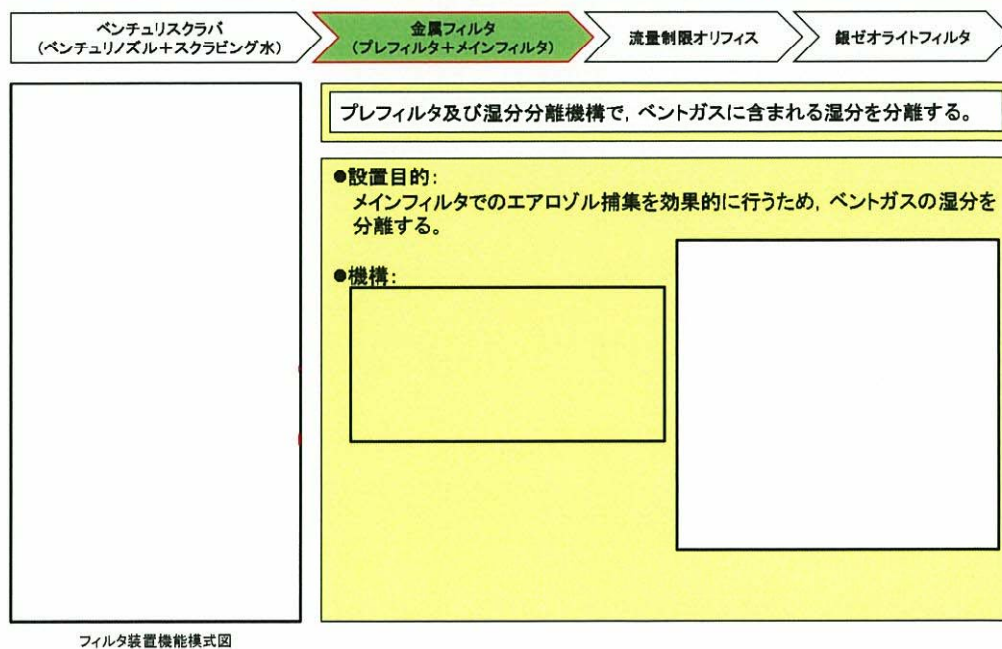


## ②金属フィルタの機能



枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

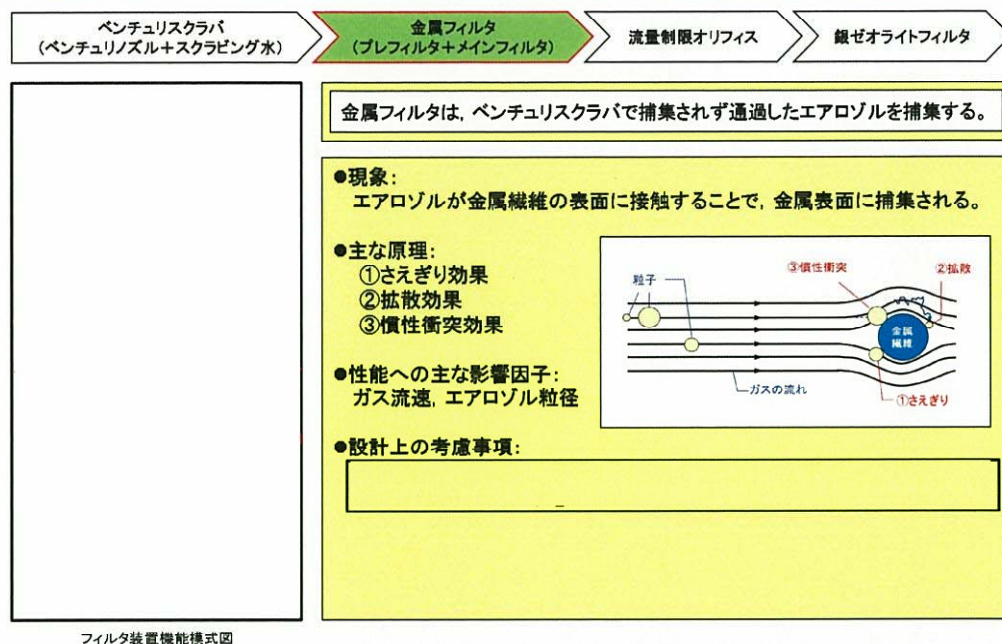
## ②金属フィルタの機能(1)【湿分分離】



枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

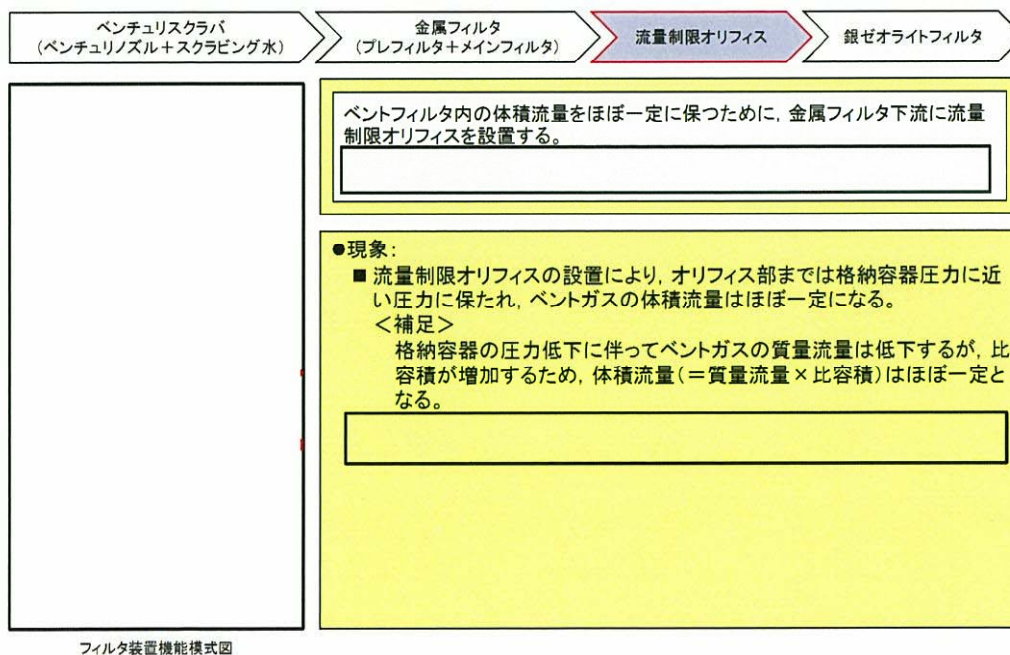


## ②金属フィルタの機能(2)【エアロゾルの捕集】



枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

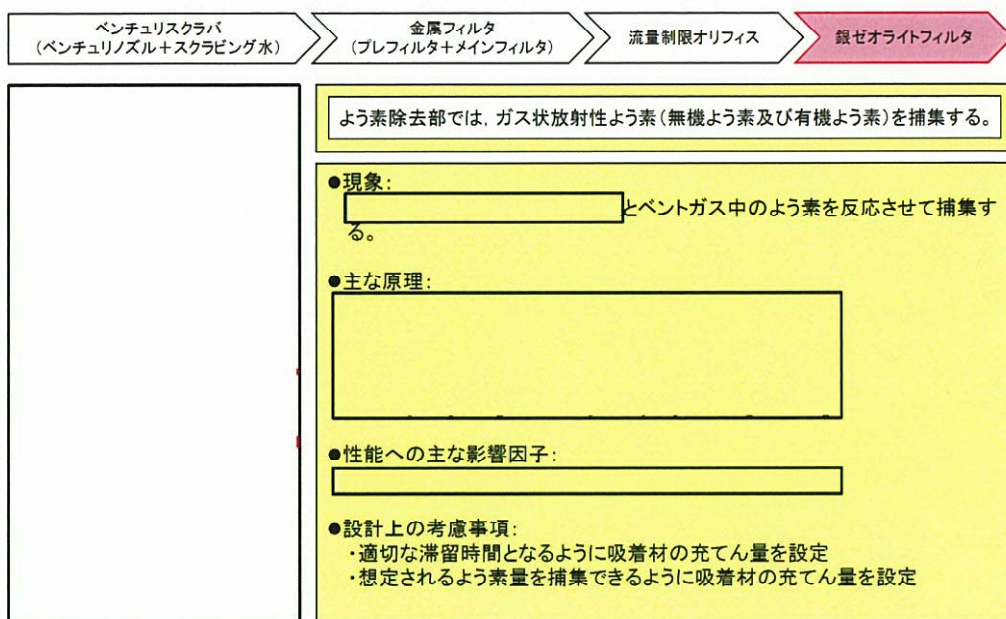
## ③流量制限オリフィスの機能



枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。



## ④よう素除去部の機能



フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。



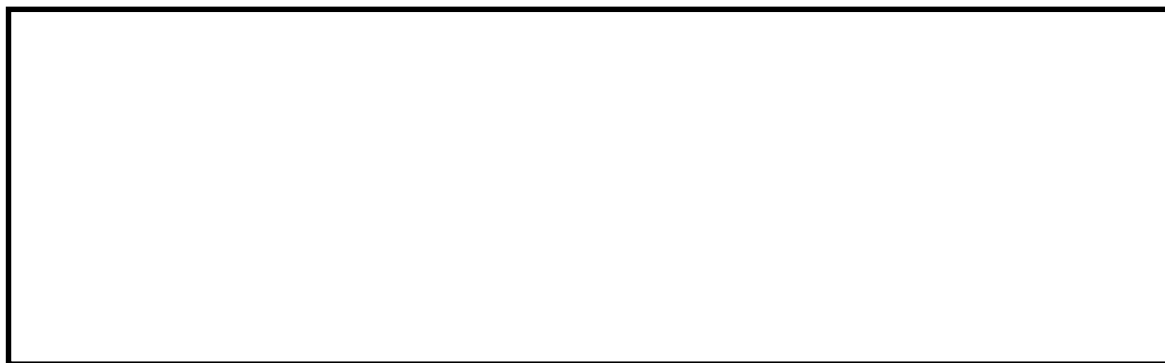
金属フィルタドレン配管の閉塞及び逆流防止について

## (1) ドレン配管の閉塞

金属フィルタのドレン配管の内径は  であり, 金属フィルタに流入するベントガスに含まれるエアロゾルの粒径は極めて小さい  ことから, ドレン配管の閉塞が発生するおそれはないと言える。

## (2) ドレン配管によるスクラビング水の逆流防止

金属フィルタのプレフィルタ部における圧損が大きい場合, 金属フィルタに設置されるドレン配管において逆流が発生し, 金属フィルタにスクラビング水が流入する可能性がある。

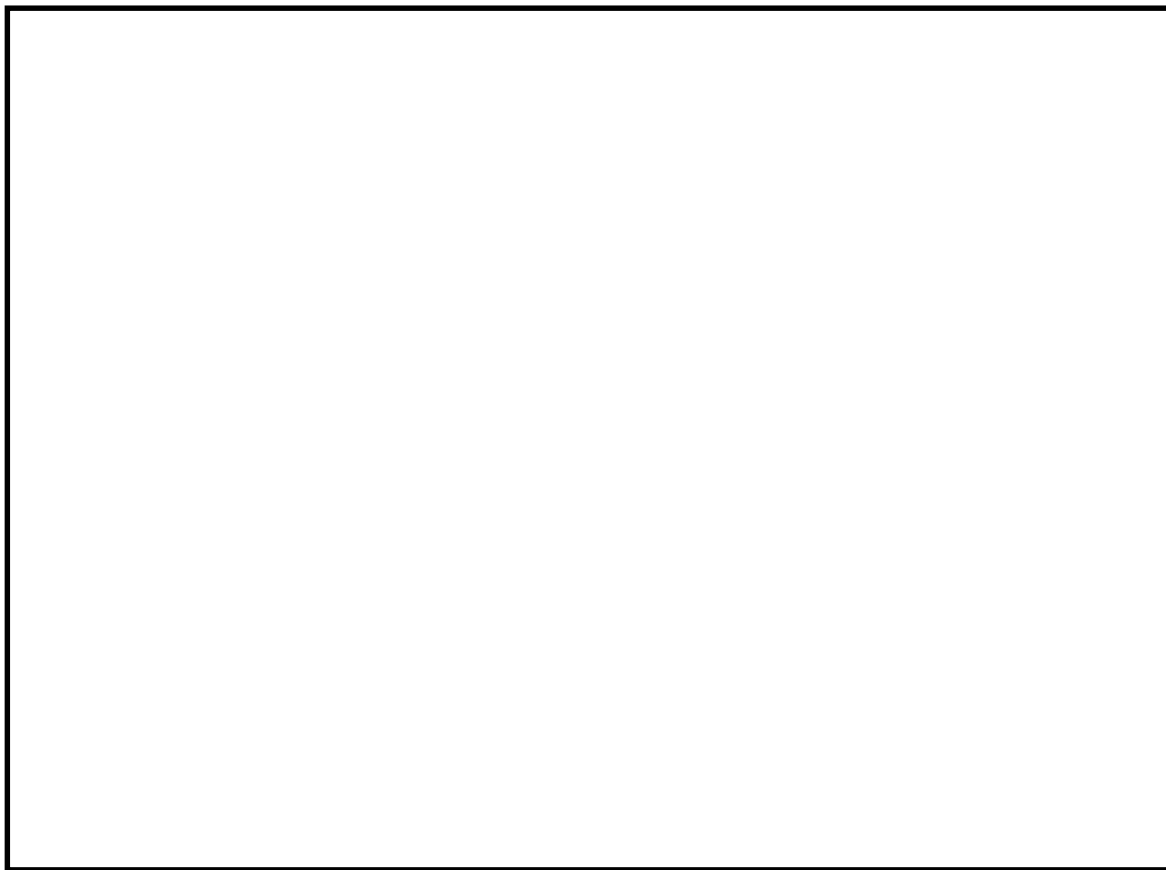


実機ではプレフィルタ部の圧損は  であり, ドレン配管の逆流を考慮しても, スクラビング水が金属フィルタまで逆流するおそれはないと評価できる。

なお, 系統待機時, 運転中を通して, フィルタ装置の水位は水位計により監視し, 水位が上限水位となる前に排水する計画としている。

フィルタ装置のスクラビング水位の概要を第 1 図に示す。





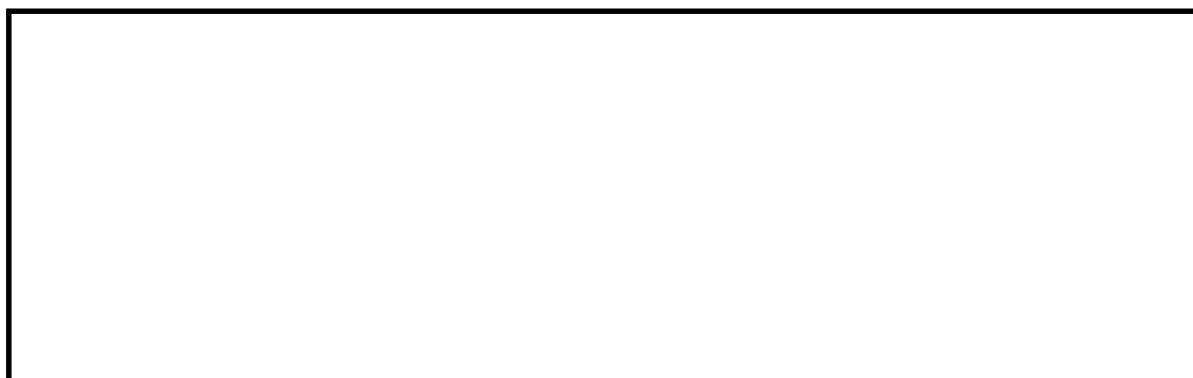
第 1 図 フィルタ装置のスクラビング水位



流量制限オリフィスの設定方法について

格納容器フィルタベント系は、格納容器の過圧破損を防止するため、格納容器内で発生する蒸気量以上のガスをベントできる必要がある。

一方、格納容器圧力の上昇に伴い、ベントガスの質量流量が増加する場合においても、ベンチュリノズル部の流速を適正な条件に保持するため、フィルタ装置の下流に流量制限オリフィスを設置することにより、体積流量をほぼ一定に保つ設計としている。

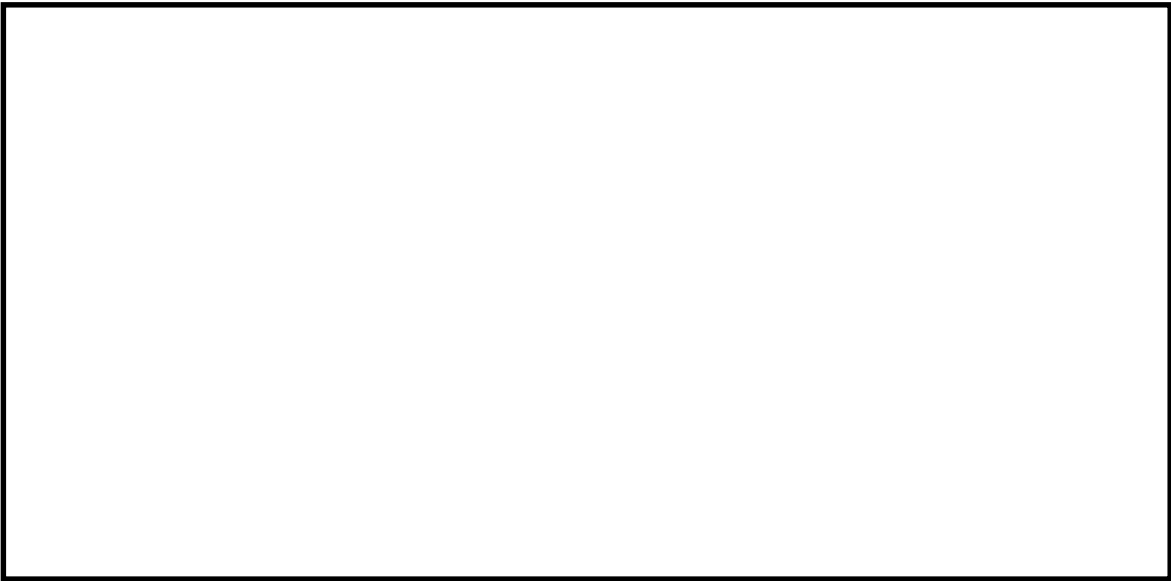


なお、格納容器圧力  $1P_d$  で必要量を排出可能な設計としているため、より差圧が大きくなる格納容器圧力  $2P_d$  によるベントの場合においても必要量は排出できる。





オリフィスの流出断面積は、以下の式に基づき計算する。



$$V \left[ \text{m}^3/\text{s} \right] = m_{\text{システム}} \left[ \text{kg}/\text{s} \right] \cdot \sigma \left[ \text{m}^3/\text{kg} \right] \quad \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \text{ (式 4)}$$

V : 体積流量  
m : 質量流量  
σ : 比体積



概算評価結果を第 1 表及び第 1 図に，格納容器圧力とベンチュリノズル入口における体積流量の関係を第 2 図に示す。

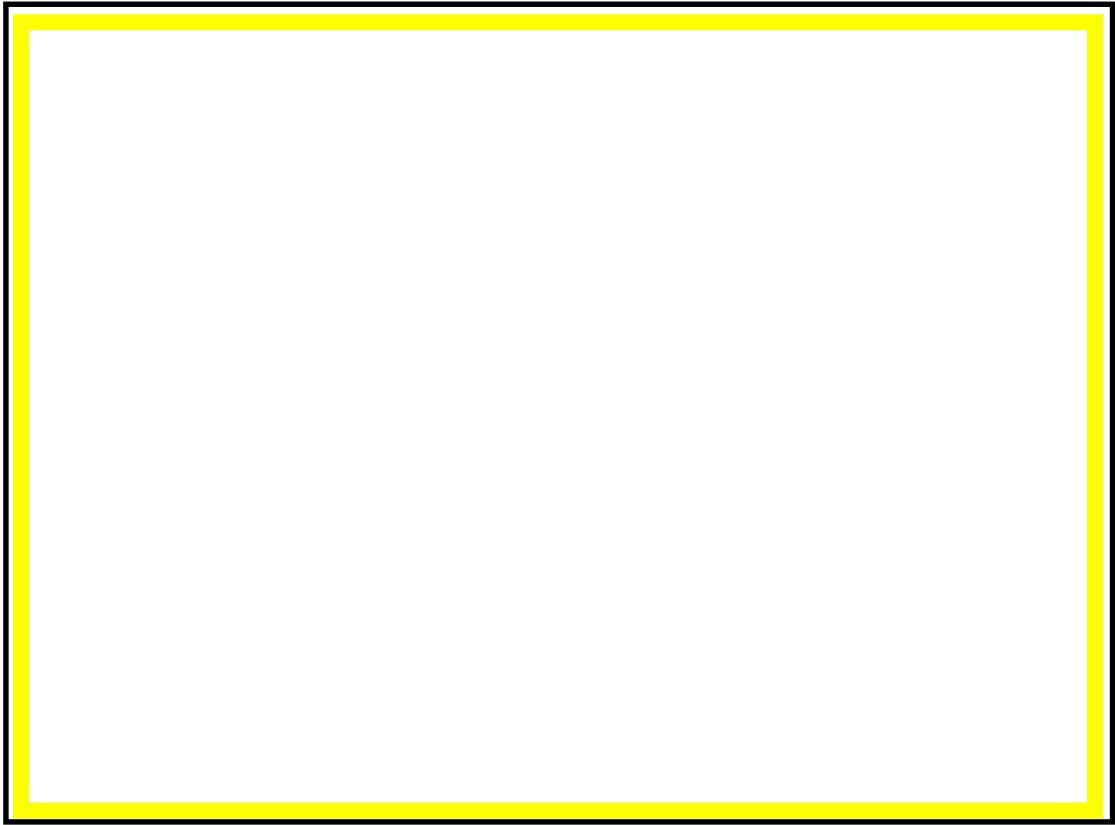




第 1 表 格納容器圧力に対する体積流量 (概算評価)

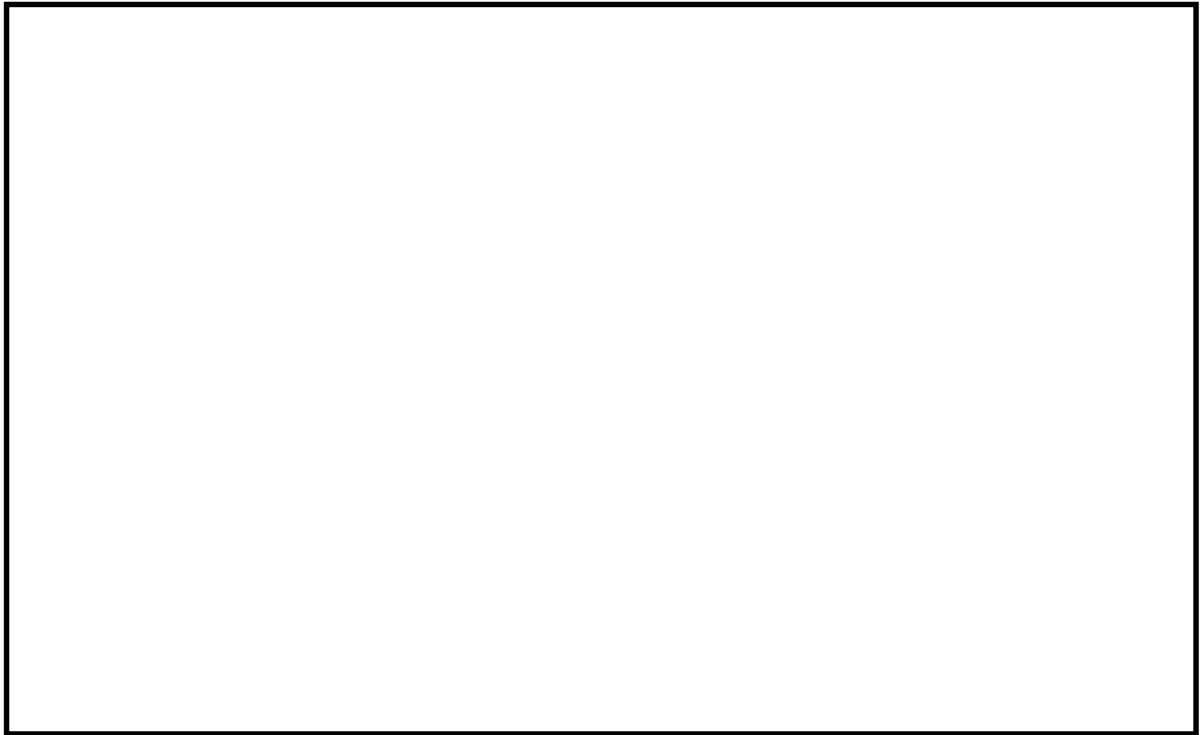
格納容器圧力 kPa[gage]	オリフイス上流 圧力損失 kPa	オリフイス下流 圧力損失 kPa	質量流量 kg/s (相対比)※1	体積流量 m <sup>3</sup> /s (相対比)※1
620 (2Pd)				
310 (1Pd)				

※1 格納容器圧力 1Pd のときの値を 100%とした場合の比を記載



第 1 図 圧力勾配図





第 2 図 格納容器フィルタベント系の流量特性



# ベント実施時の放射線監視測定のかえ方について

## (1) フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲

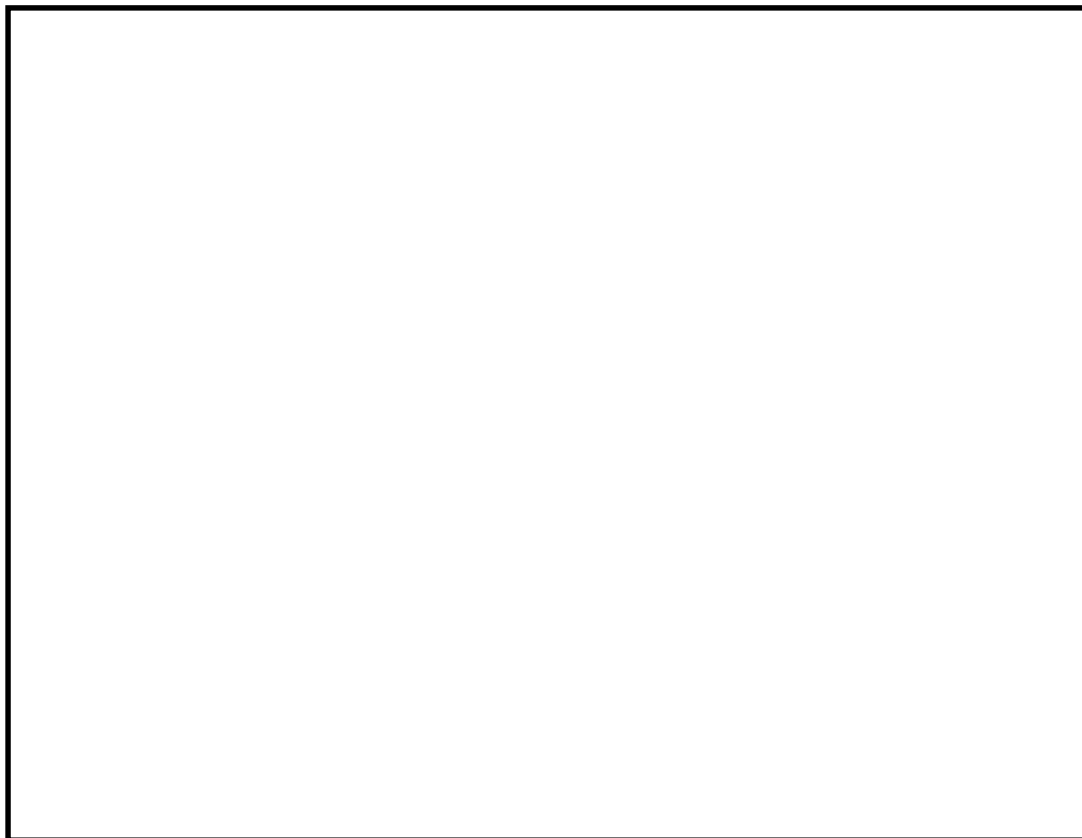
### a. ベント実施に想定される線量率について

ベント実施時に想定される最大の線量率を評価するために必要な評価条件を第 1 表に示す。また、第 1 表の評価条件に基づく評価結果を第 2 表に示す。フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）の計測範囲の上限値である  $1.0 \times 10^5 \text{ Sv/h}$  は、ベント実施時に想定される最大線量率  $3.0 \times 10^1 \text{ Sv/h}$  に対し、余裕があり、計測可能である。

第 1 表 評価条件

項目	評価条件	評価条件のかえ方
評価対象核種	希ガス類 (Kr-83m, Kr-85m, Kr-85, Kr-87, Kr-88, Xe-131m, Xe-133m, Xe-133, Xe-135m, Xe-135, Xe-138)	大気に放出される放射性物質のうち、線量率が支配的となる核種を選定（後述の a 項参照）
炉心状態	平衡炉心（サイクル末期）	原子炉の放射性物質の内蔵量が最も多くなる状態を選定
炉心から格納容器への移行割合（希ガス）	100%	MAAP 解析結果に基づき設定
格納容器から原子炉建屋への漏えい	考慮しない	格納容器フィルタベント系による大気への放出量を多く見積もるため
ベント開始時間	原子炉停止から 1 時間後	開始時刻が遅れほど希ガスが減衰するため、保守的に設定
評価モデル	第 1 図のとおり	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）の設置位置（第 2 図）をモデル化
線量評価コード	QAD-CGGP2R	現行許認可（添十）と同じ





第 1 図 評価モデル



第 2 図 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）位置図



第 2 表 評価結果

評価対象核種	線量率 (Sv/h)
Kr-83m	1. 1E-21
Kr-85m	1. 2E+00
Kr-85	8. 4E-04
Kr-87	3. 9E+00
Kr-88	1. 6E+01
Xe-131m	8. 6E-04
Xe-133m	3. 7E-02
Xe-133	2. 9E-01
Xe-135m	2. 6E+00
Xe-135	4. 2E+00
Xe-138	1. 6E+00
合 計	3. 0E+01

## b. 評価対象核種の考え方

格納容器フィルタベント系を通じて格納容器内の放射性物質が大気へ放出される際、希ガス及びよう素を除く放射性物質はベントフィルタの除去効果を大きく受けるため、大気へ放出される主な放射性物質は希ガス及びよう素となる。

第 3 表に示す評価条件を用いて希ガス及びよう素の線量率を評価した結果、第 4 表のとおり希ガスの線量率は、よう素に比べて  $10^2$  倍程度高く、放射線モニタ測定値は希ガスからの寄与が支配的であるため、希ガスを評価対象核種とする。



第 3 表 評価条件

項目	評価条件	評価条件の考え方
評価事象	「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 全交流動力電源喪失」 (代替循環冷却系を使用しない場合)	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、希ガス類及びよう素の放出量が最も多くなる事故シーケンスとして、ベントの実施時間が最も早くなる事故シーケンスを選定
炉心状態	平衡炉心 (サイクル末期)	原子炉の放射性物質の内蔵量が最も多くなる状態を選定
評価対象核種	希ガス類 : Kr-83m, Kr-85m, Kr-85, Kr-87, Kr-88, Xe-131m, Xe-133m, Xe-133, Xe-135m, Xe-135, Xe-138 よう素 : I-131, I-132, I-133, I-134, I-135	大気に放出される放射性物質のうち、線量当量率が支配的となる核種を選定
炉心から格納容器への移行割合	希ガス : 100% よう素 : 80%	M A A P 解析結果に基づき設定
よう素の形態	有機よう素 : 4% 無機よう素 : 91% 粒子状よう素 : 5%	R. G. 1.195 <sup>*1</sup> に基づき設定
格納容器内での除去効果 (希ガス及び有機よう素)	考慮しない	保守的に設定
格納容器内での除去効果 (無機よう素)	沈着による除去係数 : 200 <sup>*3</sup>	CSE 実験及び Standard Review Plan 6.5.2 <sup>*2</sup> に基づき設定 (別紙 17 補足 3 参照)
	サプレッション・プールでのスクラビングによる除去係数 : 10	Standard Review Plan 6.5.5 <sup>*3</sup> に基づき設定 (別紙 17 補足 4 参照)
格納容器内での除去効果 (粒子状よう素)	無機よう素と同じ	無機よう素よりも沈着等による除去効果が大きいですが、保守的に無機よう素と同じとする。



項目	評価条件	評価条件の考え方
ベント開始時間	事象発生から 19 時間後	MAAP 解析結果
ベントフィルタ除去 係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 粒子状よう素 : 1000	設計値に基づき設定
評価モデル	第 1 図のとおり	フィルタ装置出口放射線 モニタ（高レンジ）の設 置位置（第 2 図）をモデ ル化
線量評価コード	QAD-CGGP2R	現行許認可（添十）と同じ

※ 1 : Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”, May 2003

※ 2 : Standard Review Plan 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

※ 3 : Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

第 4 表 評価結果

希ガス線量率① (Sv/h)	よう素線量率② (Sv/h)	①/②
$5.6 \times 10^0$	$5.2 \times 10^{-2}$	$1.08 \times 10^2$



- (2) フィルタを通過した放射性物質がフィルタ装置出口放射線モニタ近傍の配管に付着した場合の影響について

フィルタ装置出口放射線モニタはフィルタ装置出口の配管外側から計測となるため、フィルタ装置出口配管内に付着した放射性物質の影響を受ける。そのため、ベント終了後に残る放射線モニタ指示値から配管付着分を評価し、ベント中の放射線モニタ指示値から差し引くことで配管付着影響を除去することができる。

第 3 表の評価条件（希ガスは配管付着しないため、よう素に係る評価条件のみ）及びフィルタ装置出口配管への放射性物質付着率を「放射性物質の通過量の 10%が配管内に均一に付着する」とした場合の評価結果は、 $23\text{mSv/h}$  である。



## (3) 線量率から放射性物質濃度への換算の考え方

フィルタ装置出口放射線モニタでの計測値（ $\gamma$ 線強度）は、フィルタ装置出口配管内の放射性物質の核種及びその放射性物質濃度により決まる値である。あらかじめ、フィルタ装置出口配管内の放射性物質濃度と線量率により、換算係数を定めておくことで、事故時のフィルタ装置出口放射線モニタの指示値からフィルタ装置出口配管内の放射性物質濃度を把握することができる。

第 3 表の評価条件において評価した換算係数を第 5 表に示す。なお、換算係数の算出過程は以下のとおり。

- ① 平衡炉心（サイクル末期）における核種毎の炉内希ガス量（①）を解析により算出する。
- ② ベント開始時間までの減衰を考慮した核種毎の希ガス量（②）を算出する。
- ③ 格納容器空間体積（9,800m<sup>3</sup>）から上記②の希ガス量を除し核種毎の放射性物質濃度（③）を算出する。
- ④ 上記③の核種毎の放射性物質濃度に  $\gamma$  線放出割合を乗じて算出した  $\gamma$  線線源強度と第 1 図の評価モデルから核種毎の線量率（④）を算出する。
- ⑤ 上記③で求めた放射線物質濃度の合算値を④で求めた線量率の合算値で除すことで、換算係数を算出する。

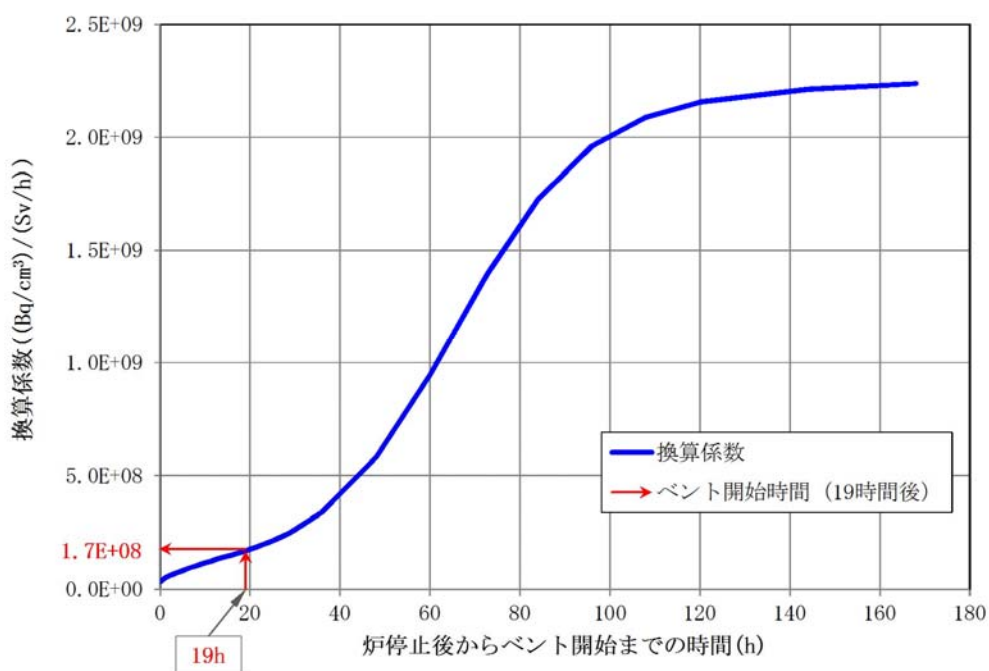
第 5 表 換算係数の算出

炉停止時 内蔵量① (Bq)	19 時間後 減衰値② (Bq)	放射性物質 濃度③ (Bq/cm <sup>3</sup> )	線量率④ (Sv/h)	換算係数 ( (Bq/cm <sup>3</sup> ) / (Sv/h) )
$2.2 \times 10^{19}$	$9.4 \times 10^{18}$	$9.6 \times 10^8$	$5.6 \times 10^0$	$1.7 \times 10^8$



第 5 表の換算係数は、原子炉停止から 19 時間後にベントを開始した場合の換算係数であり、核種の減衰により換算係数は変化するため、同様の手法で算出した換算係数の時間変化は第 3 図のグラフのとおりとなる。実際の運用では、手順書に代表的な時間における換算係数を表として備えるなどして適切な評価ができるように準備する。また、屋外のフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）及び建屋内のフィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）についても、同様の方法で換算係数を算出し、上記の評価ができるように準備する。

なお、事故後に当該事故の状態を詳細に把握し、換算係数の再評価を実施することにより、フィルタ装置出口放射線モニタの指示値（Sv/h）の記録から、より精度の高い放射性物質濃度（Bq/cm<sup>3</sup>）を評価することが可能である。



第 3 図 換算係数の時間推移



#### (4) 放射性物質の放出量の推定方法

##### a. 格納容器雰囲気放射線モニタによる推定方法

格納容器雰囲気放射線モニタは、格納容器内に存在する放射性物質からの放射線を測定するものである。格納容器内には、気相部に浮遊している放射性物質と構造物等に沈着した放射性物質が存在しており、ベント時に放出される放射性物質濃度を把握することで、放射性物質の放出量を推定する。以下に格納容器雰囲気放射線モニタによる推定方法を示す。

##### ○事前準備事項

- ① 平衡炉心（サイクル末期）における核種毎の炉内内蔵量（Bq）を解析にて求める。
- ② ベント開始時間までの減衰を考慮した核種毎の存在量（Bq）を算出する。
- ③ M A A P コードを用い、代表的な重大事故時想定※<sup>1</sup>における主要な放射性物質の格納容器内存在割合、検出位置周辺に沈着した放射能量（Bq）及び気相部の放射能量（Bq）を評価する。
- ④ 代表的な重大事故時想定における検出位置周辺に沈着した放射能量（Bq）及び気相部の放射能量（Bq）から検出器への線量の寄与（Sv/h）を評価する。評価には検出器の周辺の構造を考慮した線量評価モデルを用いる。
- ⑤ 上記の評価結果を用い、「格納容器気相部に存在する放射能量（Bq）及び検出器位置での線量率（Sv/h）」をあらかじめ用意する。



## ○放射性物質の推定方法

- ① プラントデータを確認し、事前に評価する代表的な重大事故時想定の中より最も事象進展に近いものを選定する※<sup>1</sup>。
- ② 格納容器雰囲気放射線モニタの指示値 (Sv/h) に対し、事前に評価した代表的な重大事故時想定における「格納容器気相部に存在する放射エネルギー (Bq) 及び検出器位置での線量率 (Sv/h)」をもとに、格納容器気相部に浮遊する放射エネルギー (Bq) を比例計算にて求める。
- ③ ②より求めた格納容器気相部内の放射エネルギー (Bq) に格納容器圧力逃がし装置、サプレッション・プールにおけるスクラビングの除去係数を考慮し放出放射エネルギー (Bq) を求める。

※1：事前に評価する代表的な重大事故時想定として、格納容器内の放射性物質の存在割合に大きく影響する L O C A の発生の有無等を考慮した複数ケースを評価する。事故時にはプラントデータを確認し、評価ケースの中より最も近い事象進展を選定し評価を行う。なお、上記手順は、格納容器圧力逃がし装置の使用の可能性がある場合において、その影響（概算）を早期に確認するための手法である。そのため、詳細な値は事故後に得られた詳細な事象進展、データを用いて確認する必要がある。

## b. フィルタ装置出口放射線モニタによる推定方法

フィルタ装置出口放射線モニタは、フィルタ装置出口配管に設置されており、ベントによる放射性物質からの放射線を測定するものである。ベント中に放出される放射性物質濃度とベント流量を把握することで、放射性物質の放出量を推定する。以下、フィルタ装置出口放射線モニタ



による推定方法を示す。

#### ○事前準備事項

(3)項で示す手法で算出した「換算係数  $((\text{Bq}/\text{cm}^3) / (\text{Sv}/\text{h}))$ 」をあらかじめ用意する。なお、核種の減衰により換算係数は変化するため、代表的な時間における同様な手法で算出した換算係数を表として備えるなどの対応をあらかじめ用意する。

#### ○放射性物質の推定方法

- ① フィルタ装置出口放射線モニタの指示値  $(\text{Sv}/\text{h})$  に対し、事前に評価した「換算係数  $((\text{Bq}/\text{cm}^3) / (\text{Sv}/\text{h}))$ 」を乗じ、放射性物質濃度  $(\text{Bq}/\text{cm}^3)$  を求める。
- ② ①で求めた放射性物質濃度  $(\text{Bq}/\text{m}^3)$  に格納容器圧力から推定されるベント流量  $(\text{m}^3/\text{h})$  を乗じ、放出速度  $(\text{Bq}/\text{h})$  を求める。
- ③ ②の放出速度  $(\text{Bq}/\text{h})$  をベント実施期間で積分することにより、放出放射エネルギー  $(\text{Bq})$  を求める。



## 電源構成の考え方について

### (1) 電源系統の構成

格納容器フィルタベント系の隔離弁及び計装設備の重大事故時等における電源構成は、以下のとおり。

#### a. 常設代替交流電源設備

常設代替交流電源設備として、ディーゼル機関及び発電機を搭載した常設代替高圧電源装置を設置する。本設備は、常設代替高圧電源装置の遠隔起動操作スイッチにより中央制御室からの起動を可能とする。

#### b. 可搬型代替交流電源設備

可搬型代替交流電源設備として、ディーゼル機関及び発電機を搭載した可搬型代替低圧電源車を配備する。本設備は、常設代替交流電源設備と異なる場所に分散して配備する。接続口は、原子炉建屋の西側及び東側に位置的分散を考慮して設置することで、共通要因により接続することができなくなないようにする。

#### c. 常設代替直流電源設備

常設代替直流電源設備として、緊急用直流 125V 蓄電池を設置する。本設備は、重大事故等対処設備専用の蓄電池であり、所内常設直流電源設備とは位置的分散を図る。本系統は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型代替直流電源設備による電源の給電が開始されるまでの期間も格納容器フィルタベント系の隔離弁及び計装設備の重大事故時等における機器に、24 時間にわたり電源を給電できる容量を有している。

#### d. 可搬型代替直流電源設備

可搬型代替直流電源設備として、可搬型整流器を配備し、b. に記載の可搬型代替低圧電源車と組み合わせて電源を給電する。



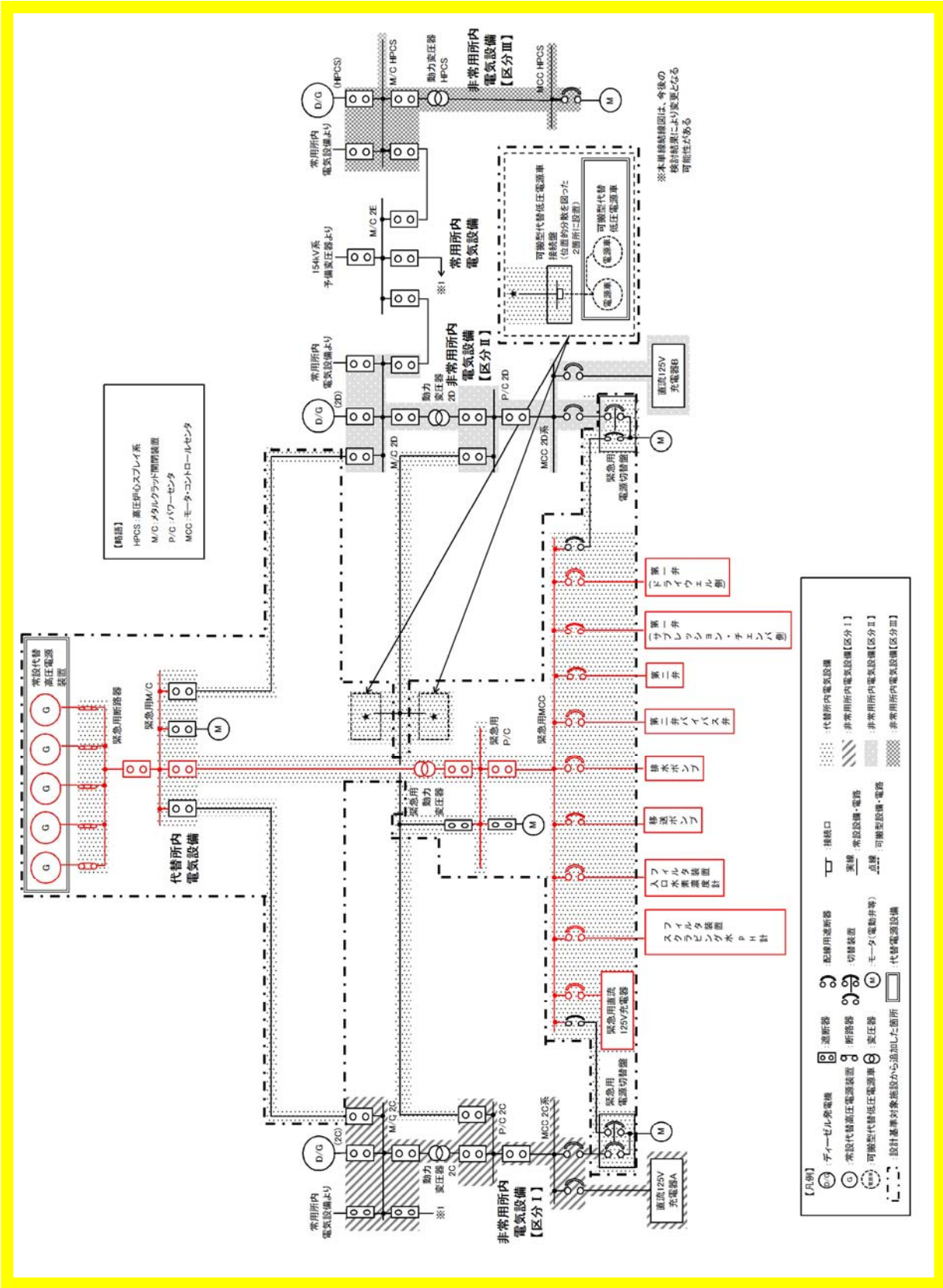
## (2) 電源種別毎の電源給電範囲

## a. 常設代替交流電源設備による電源給電範囲

常設代替交流電源設備により、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、移送ポンプ、排水ポンプ、フィルタ装置周り計装設備、フィルタ装置入口水素濃度計、フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)及びフィルタ装置スクラビング水 pH 計に給電が可能である。

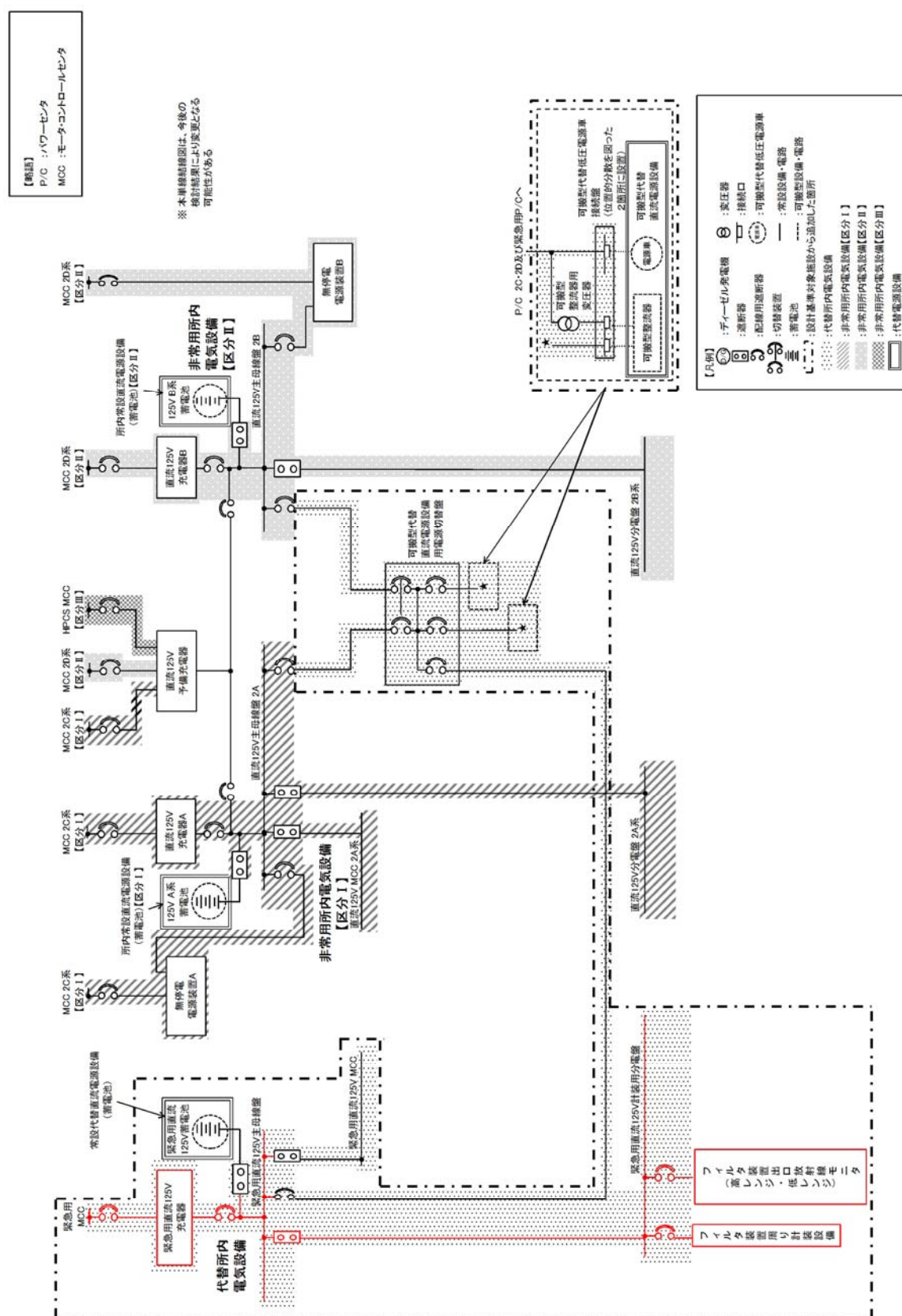
電源給電範囲を第 1 図及び第 2 図に、負荷一覧を第 1 表に示す。





第 1 図 常設代替交流電源設備による電源給電範囲 (交流)





第2図 常設代替交流電源設備による電源給電範囲（直流）



第 1 表 常設代替交流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 (交流(kW))	備考
1	第一弁 (サブプレッション・チェンバ側)	0.72kW	
2	第一弁 (ドライウェル側)	0.72kW	
3	第二弁	0.5kW	
4	第二弁バイパス弁	0.5kW	
5	移送ポンプ	7.5kW	
6	排水ポンプ	15kW	
7	フィルタ装置 周り計装設備	0.3kW	
8	フィルタ装置入口水素濃度計	26kW	
9	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	0.3kW	
10	フィルタ装置スクラビング水 pH 計	26.3kW	
合 計		約 78kW※	

※ 常設代替交流電源設備の設備容量は 5,520kW (6,900kVA) とし、  
負荷容量約 78kW に対して必要十分な容量とする。

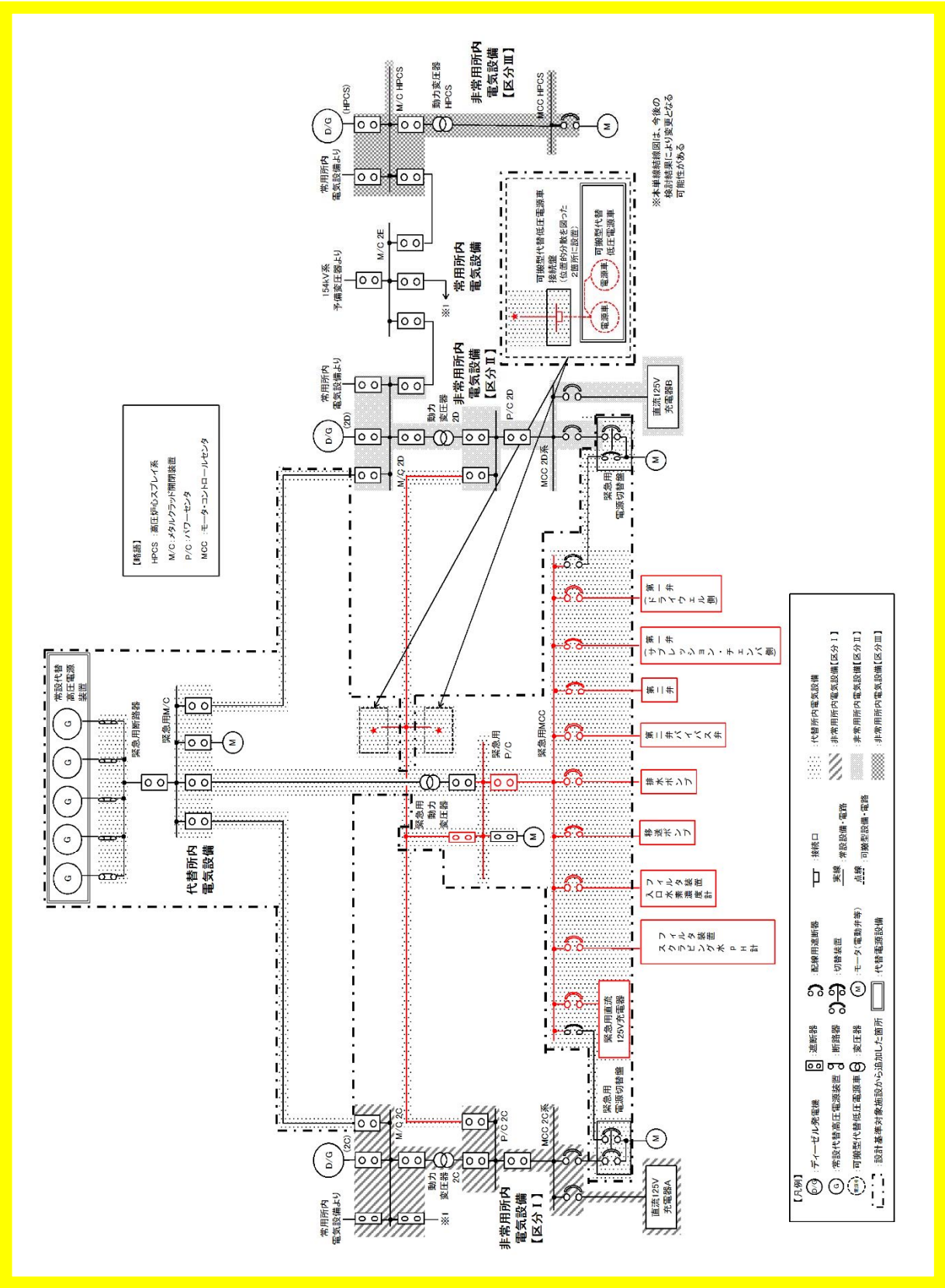


## b. 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲

可搬型代替交流電源設備により、第一弁（サプレッション・チェンバ側）、第一弁（ドライウェル側）、第二弁、第二弁バイパス弁、移送ポンプ、排水ポンプ、フィルタ装置周り計装設備、フィルタ装置入口水素濃度計、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及びフィルタ装置スクラビング水 pH 計に給電が可能である。

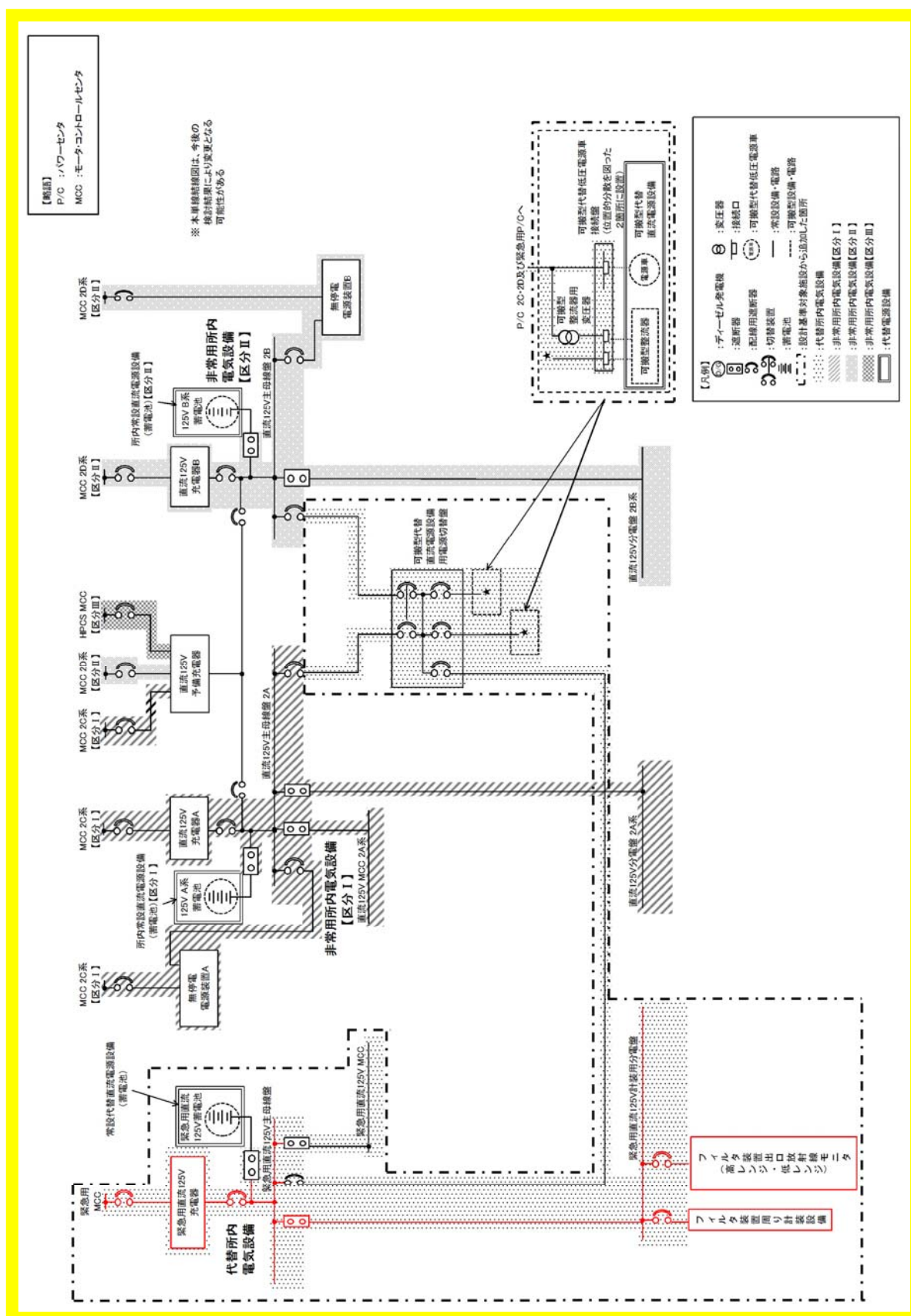
電源給電範囲を第 3 図及び第 4 図に、負荷一覧を第 2 表に示す。





第 3 図 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲（交流）





第4図 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲（直流）



第 2 表 可搬型代替交流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 (交流(kW))	備考
1	第一弁 (サブプレッション・チェンバ側)	0.72kW	
2	第一弁 (ドライウェル側)	0.72kW	
3	第二弁	0.5kW	
4	第二弁バイパス弁	0.5kW	
5	移送ポンプ	7.5kW	
6	排水ポンプ	15kW	
7	フィルタ装置 周り 計装設備	0.3kW	
8	フィルタ装置入口水素濃度計	26kW	
9	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	0.3kW	
10	フィルタ装置スクラビング水 pH 計	26.3kW	
合 計		約 78kW※	

※ 可搬型代替交流電源設備の設備容量は、可搬型代替低圧電源車 2 台分の 560kW (700kVA) とし、負荷容量約 78kW に対して必要十分な容量とする。



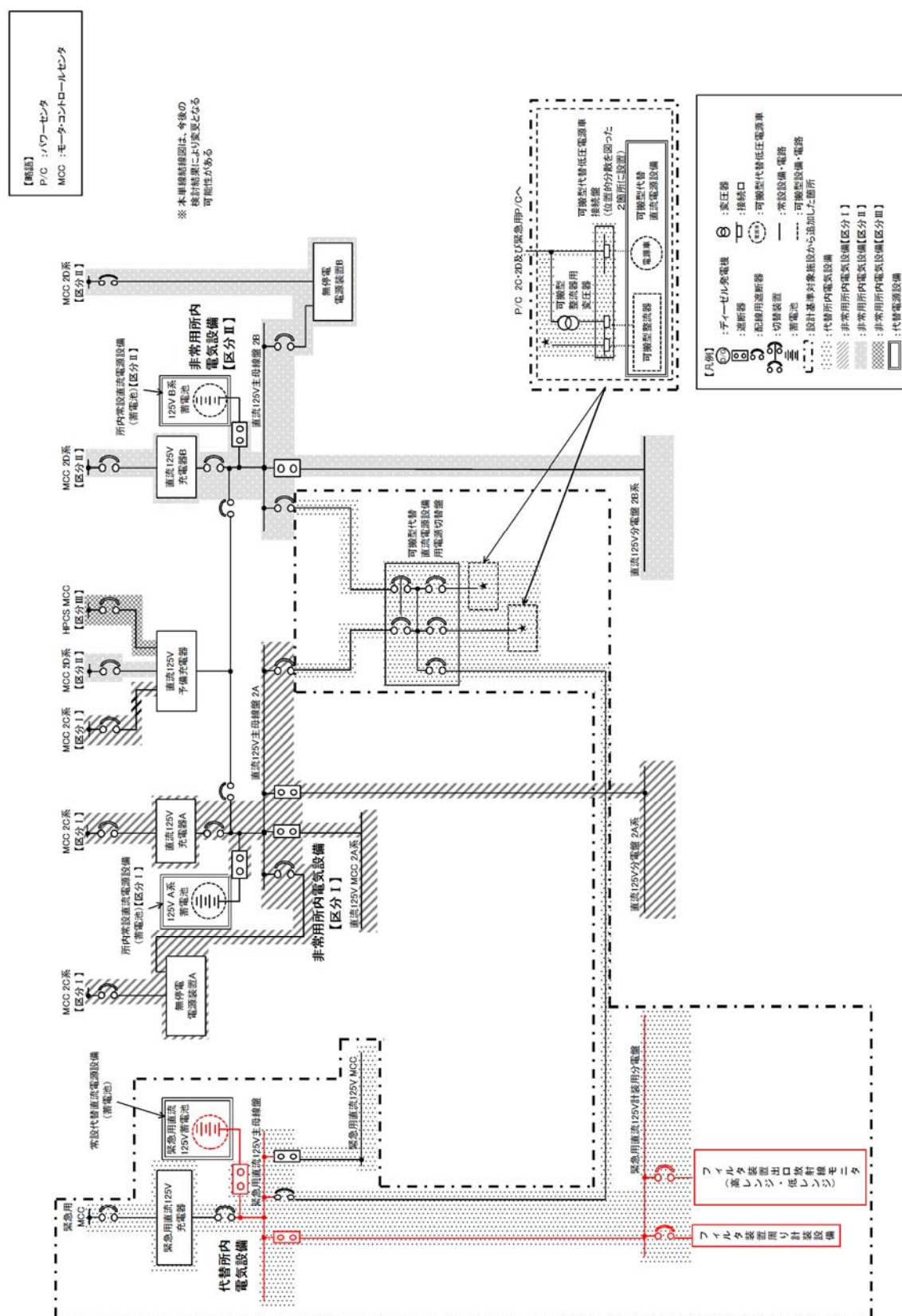
## c. 常設代替直流電源設備による電源給電範囲

常設代替直流電源設備により、フィルタ装置周り計装設備及びフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）に給電が可能である。

なお、移送ポンプ及び排水ポンプについては、使用時期はベント開始後、フィルタ装置入口水素濃度計については、使用時期は事故収束時となり、いずれも時間的余裕があることから、可搬型代替交流電源設備からの給電が十分可能である。また、フィルタ装置スクラビング水 pH 計については、定期検査時に使用すること、第一弁（サプレッション・チェンバ側）、第一弁（ドライウェル側）、第二弁及び第二弁バイパス弁については、フレキシブルシャフトが付いており、手動での開閉操作が可能であり、常設代替直流電源設備からの電源給電は行わない。

電源給電範囲を第 5 図に、負荷一覧を第 3 表に示す。





第 5 図 常設代替直流電源設備による電源給電範囲



第 3 表 常設代替直流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 (直流 (A))	備考
1	第一弁 (サブプレッション・チェンバ側)	—	
2	第一弁 (ドライウェル側)	—	
3	第二弁	—	
4	第二弁バイパス弁	—	
5	移送ポンプ	—	
6	排水ポンプ	—	
7	フィルタ装置 周り 計装設備	3A	
8	フィルタ装置入口水素濃度計	—	
9	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	3A	
10	フィルタ装置スクラビング水 pH 計	—	
合 計		約 6A <sup>※ 2</sup>	182.4Ah <sup>※ 1</sup>

※ 1 24 時間使用した場合の容量

※ 2 常設代替直流電源設備の設備容量は 6,000Ah とし, 負荷容量 182.4Ah  
 に対して必要十分な容量とする。



## d. 可搬型代替直流電源設備による電源給電範囲

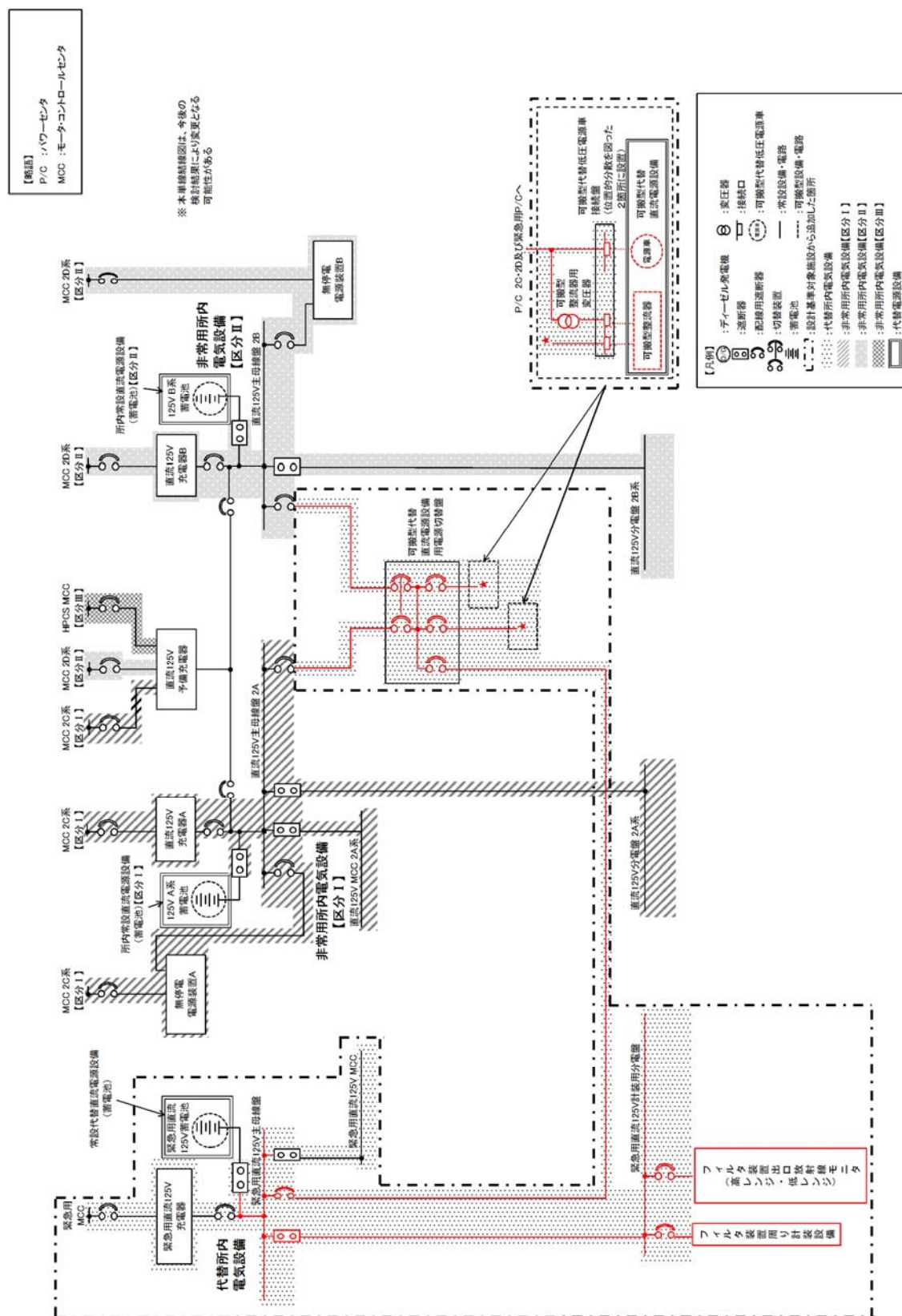
可搬型代替直流電源設備により、フィルタ装置周り計装設備及びフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）に給電が可能である。

第一弁（サプレッション・チェンバ側）、第一弁（ドライウェル側）、第二弁、第二弁バイパス弁、移送ポンプ、排水ポンプ、フィルタ装置入口水素濃度計及びフィルタ装置スクラビング水 ph 計については交流機器であり、可搬型代替直流電源設備から給電はできない。

なお、移送ポンプ、排水ポンプ及びフィルタ装置入口水素濃度計については、c. に記載のとおり。

電源給電範囲を第 6 図に、負荷一覧を第 4 表に示す。





第 6 図 可搬型代替直流電源設備による電源給電範囲



第 4 表 可搬型代替直流電源設備による負荷一覧

	負 荷	負荷容量 (直流(A))	備 考
1	第一弁 (サブプレッション・チェンバ側)	—	
2	第一弁 (ドライウェル側)	—	
3	第二弁	—	
4	第二弁バイパス弁	—	
5	移送ポンプ	—	
6	排水ポンプ	—	
7	フィルタ装置 周り 計装設備	3A	
8	フィルタ装置入口水素濃度計	—	
9	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	3A	
10	フィルタ装置スクラビング水 pH 計	—	
合 計		6A※	

※ 可搬型代替直流電源設備の設備容量は、可搬型整流器が 400A であり、  
負荷容量 6A に対して必要十分な容量とする。



(参考) 可搬型代替電源設備のアクセス性について

可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型整流器のアクセスルートについては、想定される重大事故等が発生した場合においても、保管場所から使用場所まで複数のアクセスルートを確保する設計とする。

常設設備との接続部についても、原子炉建屋の隣り合わない異なる面の近傍に二箇所の接続口を設置していることから、共通要因により接続不可とならない設計としている。



エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について

フィルタ装置を継続使用する場合、エアロゾルの除去性能に影響を与える可能性のある因子として、以下の点を考慮する必要がある。

- ・エアロゾルの再浮遊
- ・フィルタの閉塞

それぞれの因子について、影響評価を実施する。

(1) エアロゾルの再浮遊

a. ベンチュリスクラバ

(a) 想定する状態

フィルタ装置を継続使用すると、ベンチュリスクラバで捕集されたエアロゾルにより、ベンチュリスクラバ内のエアロゾル濃度は徐々に上昇する。スクラビング水の水面近傍には、水沸騰やベンチュリノズルを通るベントガスによる気流により、細かい飛沫（液滴）が発生するが、その飛沫にエアロゾルが含まれていると、エアロゾルがベンチュリスクラバの後段に移行することが考えられる。

(b) 影響評価

ベンチュリスクラバの後段には、金属フィルタが備えられており、この金属フィルタには、



以上のとおり，フィルタ装置はベンチュリスクラバでのエアロゾルの再浮遊に対して考慮した設計となっている。

b. 金属フィルタ

(a) 想定される状態



(b) 影響評価

金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱は，ベント中はベントガスの流れによって冷却され，ベント後はベンチュリスクラバに捕集したエアロゾルの崩壊熱により発生する蒸気によって冷却されることから，この影響について評価する。

(i) 金属フィルタへのエアロゾル移行割合

フィルタ装置では，ベンチュリスクラバにより大部分のエアロゾルが捕集される。このベンチュリスクラバによる除去性能を考慮して，金属フィルタへのエアロゾル移行割合は，フィルタ装置に移行する総量の  とする。

(ii) 蒸気割合

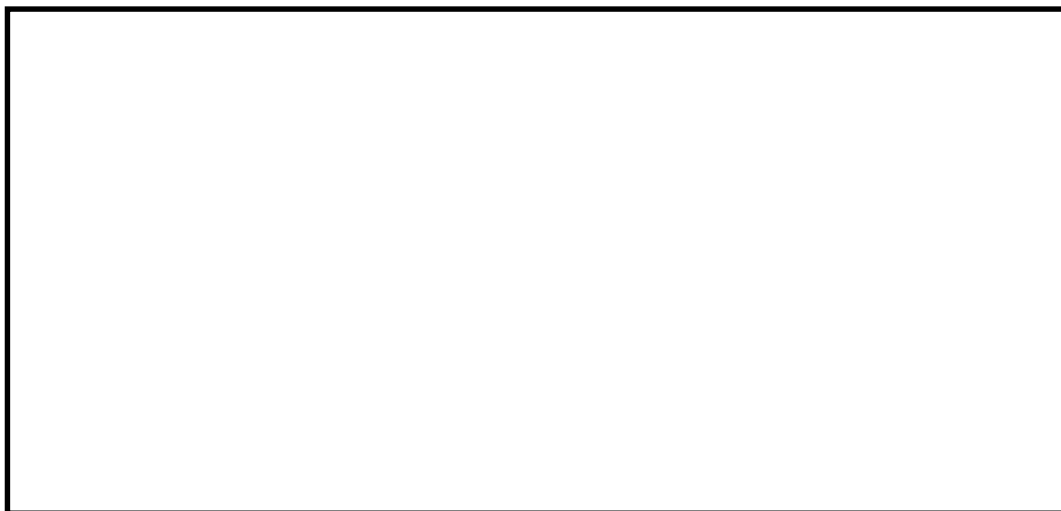
保守的に評価するため，冷却源となる蒸気量が最も小さくなるような条件としてフィルタベント系の隔離弁を閉とした場合を想定し，蒸気量はスクラビング水に捕集される崩壊熱による蒸気量とし，圧力，温度条件はベント後長期間を経た後と想定し，大気圧及びその



飽和温度とする。

- ・ 蒸気潜熱 (100℃飽和蒸気) =  $2.256 \times 10^6$  J/kg
- ・ 比熱 (100℃飽和蒸気) =  $2,077$  J/kg℃

(iii) 評価結果



ここで、金属フィルタの上昇温度は流入するエアロゾルの崩壊熱量（フィルタ装置内の発熱量）に関わらず、金属フィルタへのエアロゾル移行割合で一義的に決まり、ベント後長期間を経た後を想定した蒸気条件を使用すると、以下の評価結果となる。

- ・ 上昇温度  $\approx$

したがって、金属フィルタの温度は、エアロゾルの再浮遊が起こるような温度（参考：CsOH の融点：272.3℃）に対し十分低く抑えることができる。



## (2) フィルタの閉塞

## a. 想定する状態

炉心損傷後のベント時には、溶融炉心から発生するエアロゾルに加え、炉内構造物の過温などによるエアロゾル、コア-コンクリート反応により発生する  $\text{CaO}_2$  等のコンクリート材料に起因するエアロゾル、保温材等の熱的・機械的衝撃により発生する粉塵がフィルタ装置に移行する可能性がある。これらのエアロゾルの影響により、ベンチュリノズルの狹隘部や金属フィルタに付着し、閉塞する可能性について考慮する。また、金属フィルタについては、液滴の付着による閉塞についても考慮する。

## b. 影響評価

## (a) ベンチュリノズル

ベンチュリノズルの狹隘部は数 cm であり、狹隘部を通過するガス流速は高速となる。これに対して、エアロゾルの粒子径は極めて小さく、ベンチュリノズルが閉塞することはない。

## (b) 金属フィルタ（エアロゾルによる閉塞）

ベンチュリスクラバで捕集されなかったエアロゾルは、後段の金属フィルタに捕集される。この金属フィルタに捕集されるエアロゾル量と金属フィルタの許容負荷量を比較し、閉塞しないことを以下のとおり確認した。

## (i) 金属フィルタの許容負荷量

金属フィルタ単体に対し、エアロゾルを供給した場合、負荷量は

まで許容されることが確認されている。

## (ii) エアロゾル量

有効性評価にて選定した炉心損傷を伴うベント事象における格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾルの重量を第 1 表に示す。



このエアロゾル重量に金属フィルタへのエアロゾル移行割合  
[ ] を考慮すると、金属フィルタに移行するエアロゾル重量の最大値は、[ ] となる。

また、設計エアロゾル移行量（400kg）に対して金属フィルタへの移行量は [ ] となる。

第 1 表 想定されるエアロゾル重量

シーケンス（事象）	エアロゾル重量
雰囲気気圧力・温度による静的負荷	1g
（格納容器過圧・過温破損）	

(iii) 評価結果

金属フィルタの総面積は [ ] であり、有効性評価の結果より金属フィルタに移行するエアロゾル量の最大値は [ ] であることから、金属フィルタの最大負荷は、 [ ] となる。

また、設計エアロゾル移行量に対する金属フィルタへの移行量は [ ] となることから、金属フィルタの負荷は [ ] となる。

これは金属フィルタの許容負荷量に対して十分小さいことから、金属フィルタが閉塞することはない。

(c) 金属フィルタ（液滴による閉塞）

金属フィルタに移行するベントガスに含まれる液滴（湿分）は、  
[ ]  
低流速では、 [ ] 機能の低下が



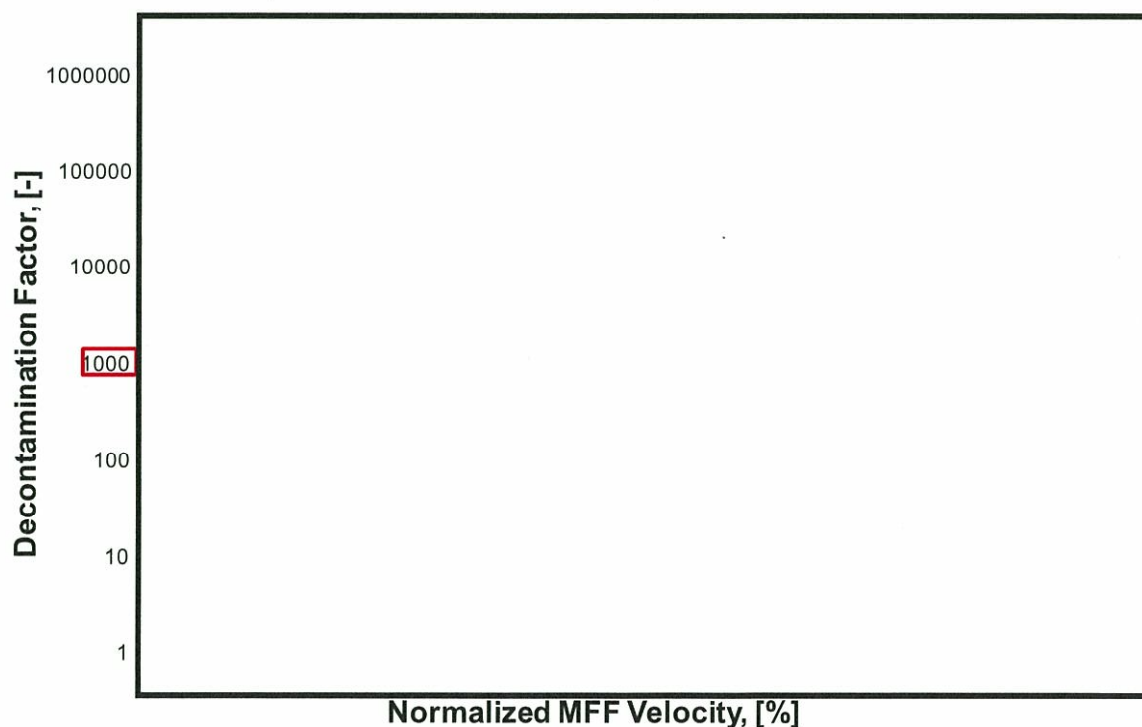
懸念されるものの、JAVA 試験における下記の結果から、金属フィルタ部におけるエアロゾルの除去性能は運転範囲を下回る低速範囲

においても低下しないと考えられる。

- ① ベントフィルタ運転範囲を下回る低流速範囲においても、第 1 図のとおりベントフィルタ（ベンチュリスクラバ及び金属フィルタ）の除去性能が確保されている。

②

以上から、プレフィルタ及び湿分分離機構における、液滴分離が十分に実施でき、液滴（湿分）によるメインフィルタの閉塞が発生することはないと評価する。



第 1 図 金属フィルタ部におけるガス流速に対する除去係数



ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発・薬剤の容量不足について

フィルタ装置を継続使用する場合、ベンチュリスクラバの無機よう素除去性能に影響を与える可能性のある因子として、以下の点を考慮する必要がある。

- ・ 無機よう素の再揮発
- ・ 薬剤の容量不足

それぞれの因子について、影響評価を実施する。

(1) 無機よう素の再揮発

a. 想定する状態

気液界面における無機よう素の平衡については温度依存性があり、温度の上昇に伴い気相中に移行する無機よう素が増えることが知られている。高温のベントガスによりスクラビング水の温度が上昇した場合、スクラビング水中に捕集された無機よう素が気相中に再揮発することが考えられる。

b. 影響評価

無機よう素の除去係数の温度依存性については、NUREG/CR-5732 に類似の影響評価に関する知見が得られている（参考図書 1）。

NUREG/CR-5732 によれば、格納容器内のよう素の化学形態について、気相中のよう素と液相中のよう素の挙動は 2 つの効果が組み合わさって影響を受けることとなる。

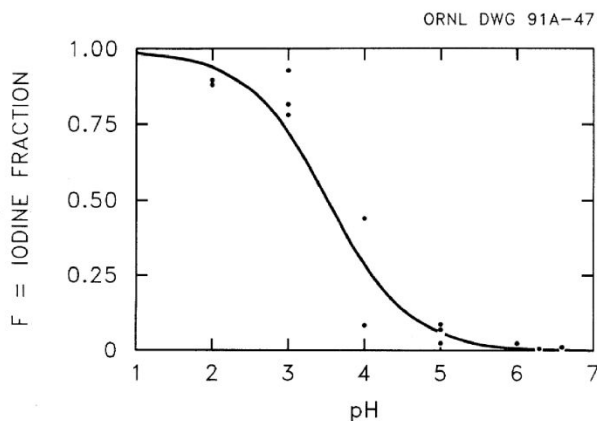
① 液相中における無機よう素 ( $I_2$ ) とよう素イオン ( $I^-$ ) の平衡

放射線環境下において、液相中における無機よう素とよう素イオンの存在比は以下のように表される。



$$F = \frac{[I_2]}{[I_2] + [I^-]}$$

$[I_2]$ と $[I^-]$ は、無機よう素とよう素イオンの濃度を表す。この平衡反応は pH に強く依存する。第 1 図に pH に対する平衡の関係を示す。



第 1 図 液相中における  $I_2$  と  $I^-$  の平衡と pH の関係

## ② 液相と気相の無機よう素 ( $I_2$ ) の平衡

液相中の無機よう素 ( $I_2(aq)$ ) と気相中の無機よう素 ( $I_2(g)$ ) の存在比は以下のように表される。

$$P = \frac{[I_2(aq)]}{[I_2(g)]}$$

$[I_2(aq)]$  及び  $[I_2(g)]$  はそれぞれ液相中の無機よう素濃度及び気相中の無機よう素濃度を表す。この平衡は、以下の関係で温度に依存する。

$$\log_{10} P = 6.29 - 0.0149T \quad T: \text{絶対温度}$$

気液界面（フィルタ装置水面）における無機よう素の平衡については、②のとおり温度依存性があり、スクラビング水の水温が高い



方が気相の無機よう素の割合が増える。しかし、アルカリ環境下では、①の無機よう素とよう素イオンの平衡により液相中に存在する無機よう素が極めて少なく、無機よう素の気相部への移行量は、スクラビング水の温度が上昇しても十分小さい値となる。

JAVA 試験は、高温のベントガスを用いて、無機よう素が気相中に移行しやすい条件での試験を実施しており、温度上昇による影響に配慮したものとなっている。

JAVA 試験で得られた無機よう素除去性能試験の結果を第 1 表に、温度に対する無機よう素除去性能の関係を第 2 図に示す。

第 1 表 JAVA 試験結果（無機よう素除去性能試験結果）

--





第 2 図 温度に対する無機よう素除去性能

## (2) 薬剤の容量不足

## a. 想定する状態

(1)式に示すとおり，無機よう素はベンチュリスクラバにて薬剤（ ）との反応により捕集されるが，薬剤の容量を超える無機よう素が流入した場合には，無機よう素は捕集されずに下流に流出されることが考えられる。

. . . . (1)

## b. 影響評価

スクラビング水に含まれる  の量は，格納容器から放出される無機よう素の量に対して十分大きいことから，容量に達することはないことを以下のとおり確認した。



## (a) スクラビング水の薬剤の保有量

スクラビング水に含まれる [ ] の割合は待機時下限水位に対して [ ] であるため、[ ] となり [ ] の量は [ ] となる。

## (b) 無機よう素の流入量

ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量を以下のとおり設定した。

- ・ 事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

BWR プラントにおける代表炉心を対象とした平衡炉心末期を想定し、ORIGEN2 コードより計算した結果、[ ] とする。

- ・ 格納容器への放出割合

NUREG-1465 に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を 61% とする。

- ・ 格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195 に基づき、よう化セシウム 5%、無機よう素 91%、有機よう素 4% とする。

以上より、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素（分子量 253.8g/mol）[ ] の量は [ ] となる。

## (c) 評価結果

ベンチュリスクラバにおける無機よう素の反応はアルカリ環境下において(1)式に示すとおりであることから、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素 [ ] の反応に必要な [ ] の量は [ ] となる。スクラビング水に含まれる [ ] の量は [ ] であることから、[ ] が容量不足となることはない。



〈参考図書〉

1. NUREG/CR-5732\_ORNL/TM-11861 Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents
2. NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”  
Feb. 1995
3. Regulatory Guide 1.195, “Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors”



(参考) 有機よう素の生成割合に関する REGULATORY GUIDE 1.195 の適用について

有機よう素の生成割合は, Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors” で示されたよう素の存在割合を用い, 4%を仮定している。

格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合, 重大事故時における pH 調整と有機よう素の生成割合に関する評価を以下に示す。

a. 格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合

WASH-1233 “Review of Organic Iodide Formation Under Accident Conditions in Water-Cooled Reactors” では, 粒子状よう素 ( $\text{CsI}$ ) を除く無機よう素等 ( $\text{I}_2$ ,  $\text{HI}$ ,  $\text{I}$ ) から有機よう素 ( $\text{CH}_3\text{I}$ ) への転換に関して, 格納容器内を模擬した種々の実験結果に基づいて提案している (参考図書 1)。

一方, NUREG-0772 “Technical Basis for Estimating Fission Product Behavior during LWR Accidents” において, 上記の WASH-1233 の実験結果を再度評価し, WASH-1233 で示される有機よう素への転換割合は, 有機よう素の生成を導くメカニズムの定義付けが十分ではなく, 保守的としている (参考図書 2)。

WASH-1233 及び NUREG-0772 に示されている, それぞれの有機よう素への転換割合を第 1 表に示す。



第 2 表 格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合

有機よう素	WASH-1233	NUREG-0772
非放射線場	1%未満	0.01%未満
放射線場	2.2%未満	0.02%未満
合計	3.2%未満	0.03%未満

NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” では、無機よう素等から生成される有機よう素の転換割合として、WASH-1233 で示される 3.2%（合計）に基づき決定している。しかし、WASH-1233 では有機よう素の生成反応のみを考慮し、放射線による分解反応については考慮していないこと、格納容器内での有機よう素の生成割合を評価していることなどから、NUREG-0772 のレビュー結果と同様、相当な保守性を持った値としている。

b. 重大事故時における pH 調整と有機よう素の生成割合

NUREG/CR-5732 “Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents” では、pH とよう素の存在割合について、pH の低下に伴って無機よう素等への生成割合が増加する知見が示されており、pH 調整が実施されている場合と pH 調整が実施されていない場合のそれぞれについて、重大事故時のよう素形態に関して、複数のプラントに対するよう素の発生量を評価している。pH 調整が実施されている場合の結果を第 2 表に、pH 調整が実施されていない場合の結果を第 3 表に示す。BWR プラント（Grand Gulf, Peach Bottom）では、重大事故時において、pH 調整の実施の有無に限らず、有機よう素の生成割合は 1%以下となっている。



第 3 表 重大事故時に pH 調整を実施した場合の有機よう素の生成割合

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7					
Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I <sub>2</sub> (g)	I <sub>2</sub> (l)	I <sup>-</sup> (l)	CH <sub>3</sub> I (g)
Grand Gulf	TC γ	0.05	0.03	99.92	0.001
	TQUV γ	0.01	0.03	99.96	0.0003
Peach Bottom	AE γ	0.002	0.03	99.97	0.0001
	TC2 γ	0.02	0.03	99.95	0.0004

第 4 表 重大事故時に pH 調整を実施しない場合の有機よう素の生成割合

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH					
Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I <sub>2</sub> (g)	I <sub>2</sub> (l)	I <sup>-</sup> (l)	CH <sub>3</sub> I (g)
Grand Gulf	TC γ	26.6	15.3	58.0	0.2
	TQUV γ	6.6	18.3	75.1	0.06
Peach Bottom	AE γ	1.6	21.6	76.8	0.01
	TC2 γ	10.9	18.0	71.0	0.07

以上より、有機よう素の生成割合については不確定さがあるものの、Regulatory Guide 1.195 で示されている 4%は十分な保守性を有していると考えられることから、設計値として採用している。

＜参考図書＞

1. WASH-1233, “Review of Organic Iodide Formation Under Accident Conditions in Water-Cooled Reactors”
2. NUREG-0772, “Technical Basis for Estimating Fission Product Behaviour during LWR Accidents”



よう素除去部におけるよう素の再揮発、吸着材の容量減少及び変質について

フィルタ装置を継続使用する場合、よう素除去部の性能に影響を与える可能性のある因子として、以下の点を考慮する必要がある。

- ・よう素（有機よう素，無機よう素）の再揮発
- ・吸着材の容量減少
- ・吸着材の変質

それぞれの因子について、影響評価を実施する。

(1) よう素の再揮発

a. 想定する状態

化学工業の分野ではゼオライトに高温の水素を通気することにより捕集されているよう素を再揮発させる技術がある。よう素除去部に充填された銀ゼオライトに、ベントガスに含まれる水素が通気されると、捕集された放射性よう素が再揮発することが考えられる。

b. 影響評価

水素によるよう素の再揮発は 400℃以上の高温状態で数時間程度、水素を通気した場合に起こることが知られている（参考図書 1）。一方フィルタ装置に流入するガスは 200℃以下であり、銀ゼオライトに水素を含むガスが通過したとしても、ゼオライトに捕集されているよう素が再揮発することはない。

また、よう素除去部で捕集した放射性よう素の崩壊熱は、ベント中はベントガスにより冷却され、ベント後は系統を不活性化するために供給される窒素により冷却されることから、この冷却条件における上昇温度を評価する。

(a) よう素除去部で蓄積されるよう素の発熱量

よう素除去部に蓄積されるよう素の発熱量を以下のとおり設定した。



・ 事故時に炉内に内蔵されるよう素の発熱量

BWR プラントにおける代表炉心を対象とした平衡炉心末期を想定し、ORIGEN2 コードより計算した結果、とする。

・ 格納容器への放出割合

NUREG-1465 に基づき、格納容器へのよう素の放出割合を 61%とする。

・ 格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195 に基づき、要化セシウム 5%，無機よう素 91%，有機よう素 4%とする。

・ 格納容器内の除去係数（無機よう素）

格納容器内の沈着やスプレイ，サプレッション・プールによるスクラビング効果によっては，保守的に除去されないものとして評価する。

フィルタ装置での無機よう素の除去性能（DF=100）を考慮して，ベンチュリスクラバで除去されずに残った全ての無機よう素がよう素除去部に蓄積するものとする。また，有機よう素は全てがよう素除去部に蓄積されるものとする。よう素除去部での発熱量を第 1 表に示す。

第 1 表    よう素除去部での発熱量（単位：W）

	原子炉停止後時間	
	19hr	168hr
有機よう素＋無機よう素の発熱量		

(b)    減衰時間と冷却ガス条件

ベント終了までは蒸気による冷却となるため，以下の①，②のケースを想定し，その時点の減衰を考慮する。窒素ガスによる冷却につい



ては②を想定し、その時点の減衰を考慮する。

- ① 原子炉停止後 19 時間（有効性評価におけるベント開始時間）
- ② 原子炉停止後 168 時間（事象発生 7 日後）

保守的に評価するため、冷却能力が低い条件として、窒素ガス流量のみを冷却ガス条件とし、圧力、温度条件は大気圧及び常温付近の 27℃（300K）とする。

- ・窒素ガス流量 = 200 m<sup>3</sup> [N]/h
- ・窒素ガス比熱 = 1,040 J/kg・℃
- ・窒素ガス密度 = 1.25 kg/m<sup>3</sup> [N]

また、蒸気の場合も、圧力、温度条件は、大気圧及びその飽和温度とする。

- ・蒸気潜熱（100℃飽和蒸気）= 2.256×10<sup>6</sup> J/kg
- ・比熱（100℃飽和蒸気）= 2,077 J/kg℃
- ・格納容器内発熱量 = 2.03×10<sup>7</sup> W（19hr）  
= 9.83×10<sup>6</sup> W（168h）

### （c） 評価結果

よう素除去部に蓄積したよう素の崩壊熱によりガスが昇温される量  
を評価することにより、簡易的によう素除去部の温度上昇を評価する。  
よう素除去部に移行したよう素の崩壊熱の全量がガスに移行したと仮  
定し、以下の評価式にてよう素除去部の上昇温度を評価した。

<窒素パージの場合>

上昇温度（℃）＝よう素除去部内の発熱量（W）

／（比熱（J/kg℃）・窒素ガスパージ量（m<sup>3</sup>/s）・窒素ガス密度（kg/m<sup>3</sup>））

<蒸気の場合>



$$\text{上昇温度 (}^{\circ}\text{C)} = \text{よう素除去部内の発熱量 (W)} \div (\text{比熱 (J/kg}^{\circ}\text{C)} \cdot \text{蒸気発生量 (kg/s)})$$

$$\text{蒸気発生量 (kg/s)} = \text{格納容器内の発熱量 (W)} \div \text{蒸発潜熱 (J/kg)}$$

第 2 表に窒素ガス冷却における上昇温度を、第 3 表に蒸気（崩壊熱相当）冷却における上昇温度を示す。いずれの場合においても、よう素除去部の温度上昇は十分低く、よう素除去部での温度上昇は、再揮発が起こるような温度に対して十分に低く抑えることができる。

第 2 表 窒素ガス冷却による上昇温度（単位:℃）

	原子炉停止後時間	
	168hr	
上昇温度		

第 3 表 蒸気（崩壊熱相当）冷却による上昇温度（単位:℃）

	原子炉停止後時間	
	19hr	168hr
上昇温度		

(2) 吸着材の容量減少

a. 想定する状態

ガス状放射性よう素は銀ゼオライトに捕集されるが、銀ゼオライトの吸着容量に達した場合には、ガス状放射性よう素は捕集されずに系外に放出されることが考えられる。

b. 影響評価

よう素除去部で保持が可能なガス状放射性よう素の吸着容量（銀分子数）は、格納容器から放出されるよう素量に対して十分大きいことから、吸着容量に達することはないことを以下のとおり確認した。また、JAVA PLUS 試験と実機の有機よう素注入量と銀ゼオライト充填量との比較に



においても、よう素除去部の有機よう素捕集に関する吸着容量が十分であることを確認した。

(a) よう素除去部の銀の保有量

よう素除去部の銀ゼオライトの銀含有割合は  であるため、  
銀ゼオライト  に含まれる銀の量は  である。

(b) ガス状放射性よう素の流入量

よう素除去部に蓄積されるよう素の発熱量を以下のとおり設定した。

・ 事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

BWR プラントにおける代表炉心を対象とした平衡炉心末期を想定し、ORIGEN2 コードより計算した結果、 とする。

・ 格納容器への放出割合

NUREG-1465 に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を 61% とする。

・ 格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195 に基づき、よう化セシウム 5%，無機よう素 91%，有機よう素 4% とする。

フィルタ装置での無機よう素の除去性能（DF=100）を考慮して、ベンチュリスクラバで除去されずに残った全ての無機よう素がよう素除去部に蓄積するものとする。また、有機よう素は全てがよう素除去部に蓄積されるものとする。



以上の想定で、よう素除去部に吸着するガス状放射性よう素の量は  
無機よう素 [ ] , 有機よう素 [ ] であり、無機よう素 [ ] ,  
有機よう素 [ ] に相当する。

(c) 評価結果

よう素は、以下に示すように銀と反応することから、銀ゼオライト  
に含まれる銀の量 [ ] は、流入する放射性よう素の捕集に  
十分な量であると言える。

- ・ 有機よう素の除去反応

[ ]

- ・ 無機よう素の除去反応

[ ]

(d) JAVA PLUS 試験と実機の比較による容量の確認

JAVA PLUS 試験において、有機よう素を用いて銀ゼオライトの性能  
検証を行っている。JAVA PLUS 試験では、[ ] の銀ゼオライトを  
交換することなく有機よう素を [ ] 以上注入しているが、銀ゼオラ  
イトの性能劣化は確認されていない。

実機の銀ゼオライト充填量は [ ] であり、JAVA PLUS 試験の実績よ  
り、約 20kg の有機よう素が流入しても性能劣化を起こさないと言える。  
実機よう素除去部に想定される有機よう素の最大流入量は [ ] で  
あり、無機よう素を含めても [ ] であることから、銀ゼオライトが  
性能劣化することはないと考えられる。

3) 吸着材の変質

a. 想定する状態



よう素除去部の吸着材として使用する銀ゼオライトは、光照射又は高湿度の環境に長期間晒されると、変質してよう素除去性能が低下することが考えられる。

b. 影響評価

銀ゼオライトは、ステンレス鋼製のフィルタ装置容器内のよう素除去部に充填されるため、光が照射されることはなく、変質するおそれはない。

また、湿分による銀ゼオライトのよう素除去性能への影響については、密閉容器内にスクラビング水   
 と銀ゼオライトを保管し、6 カ月後及び 15 カ月後の除去効率の測定試験を行い、性能基準  を満たしていることを確認した。(別紙 14)



〈参考図書〉

1. ORNL/TM-6607 “Literature Survey of Methods to Remove Iodine from Off-gas Streams Using Solid Sorbents”, Apr/10/1979
2. NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”  
Feb. 1995
3. Regulatory Guide 1.195, “Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors”



スクラビング水の保有水量の設定根拠について

系統待機時，フィルタ装置内に保有するスクラビング水の水量は，ベント開始後 24 時間は運転員等による補給操作が不要となる水量と，

と設定

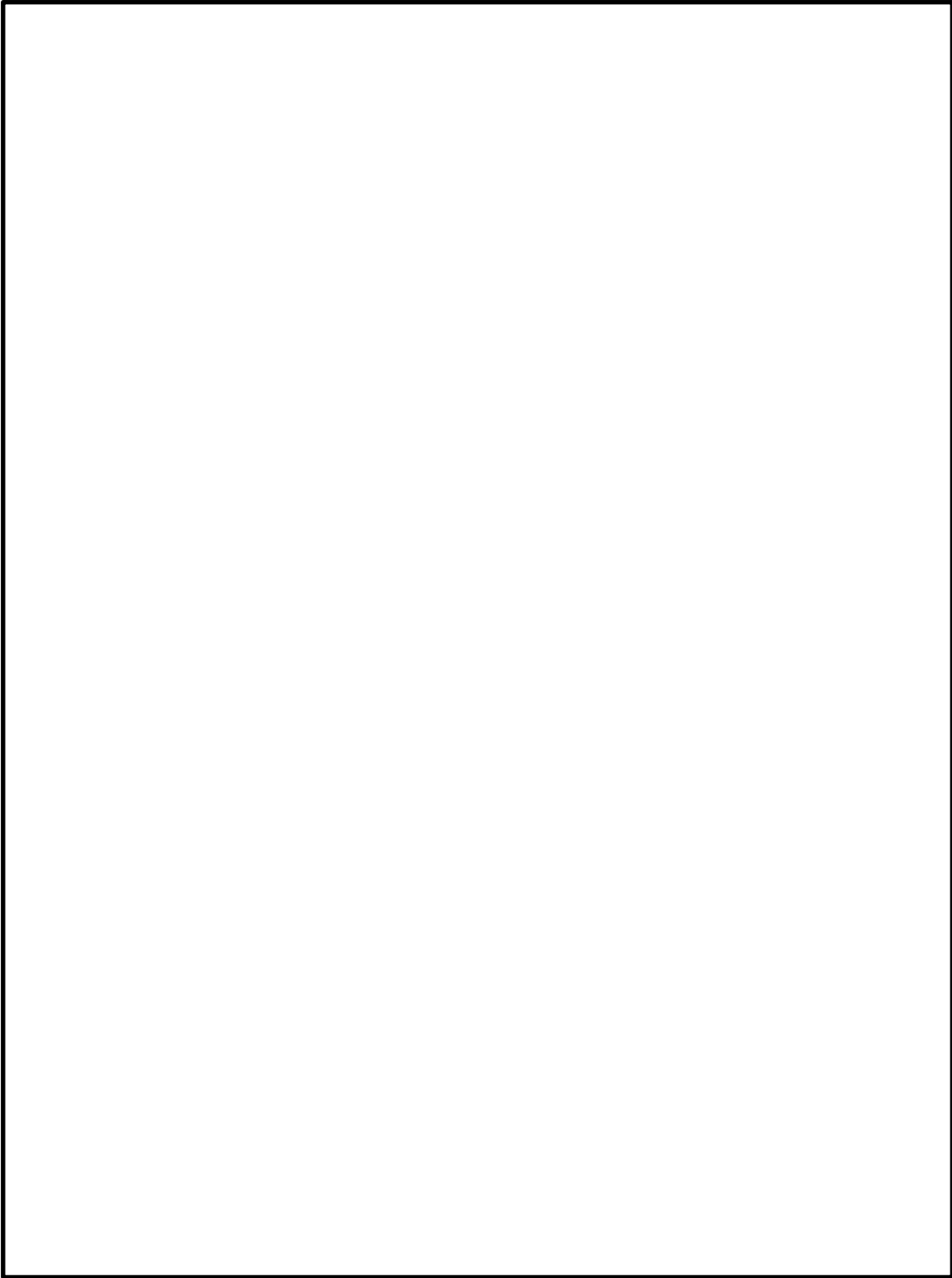
している。

スクラビング水の水量の設定根拠を以下に示す。また，フィルタ装置水位の概略図を第 1 図に示す。

(1) 最大水量について

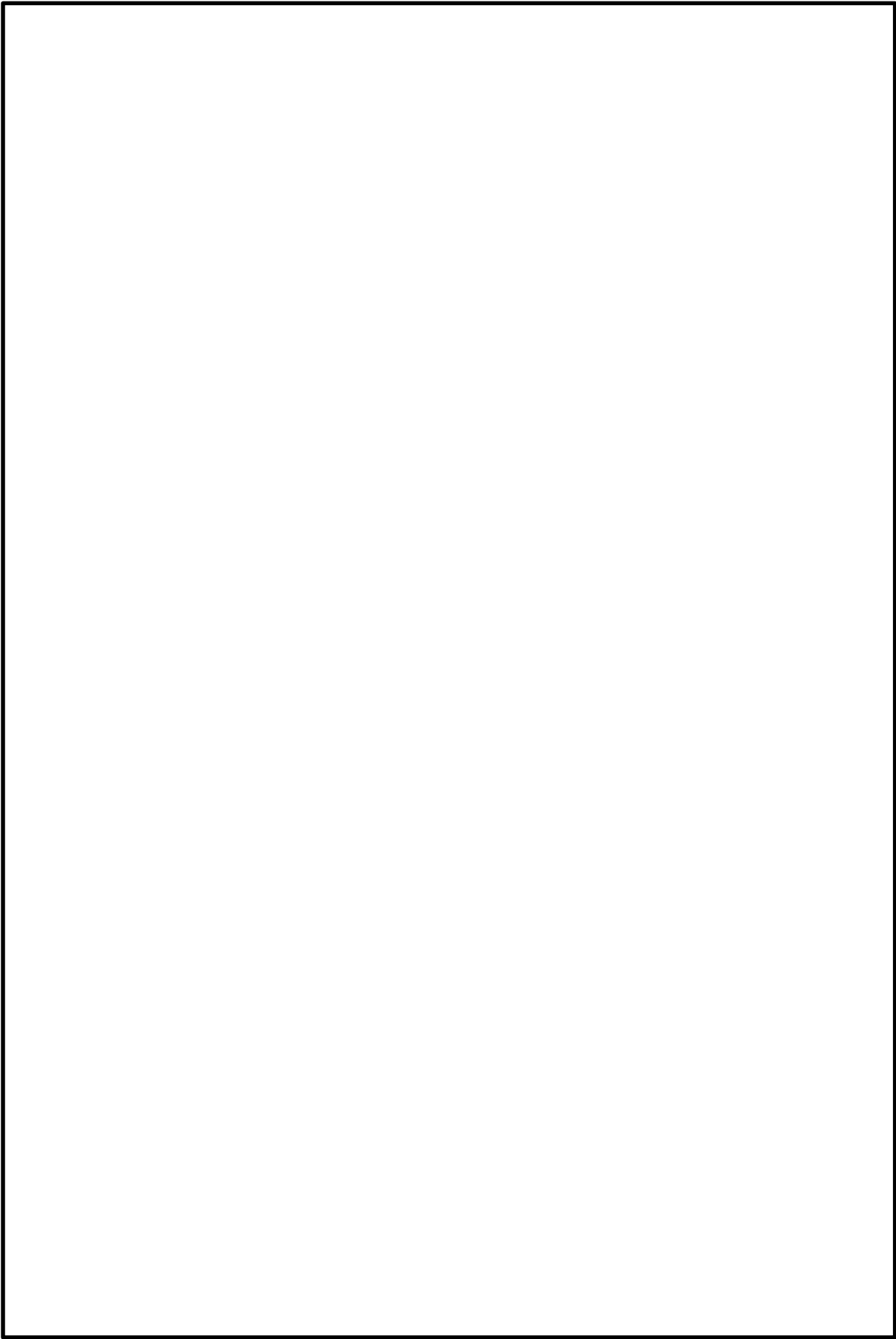




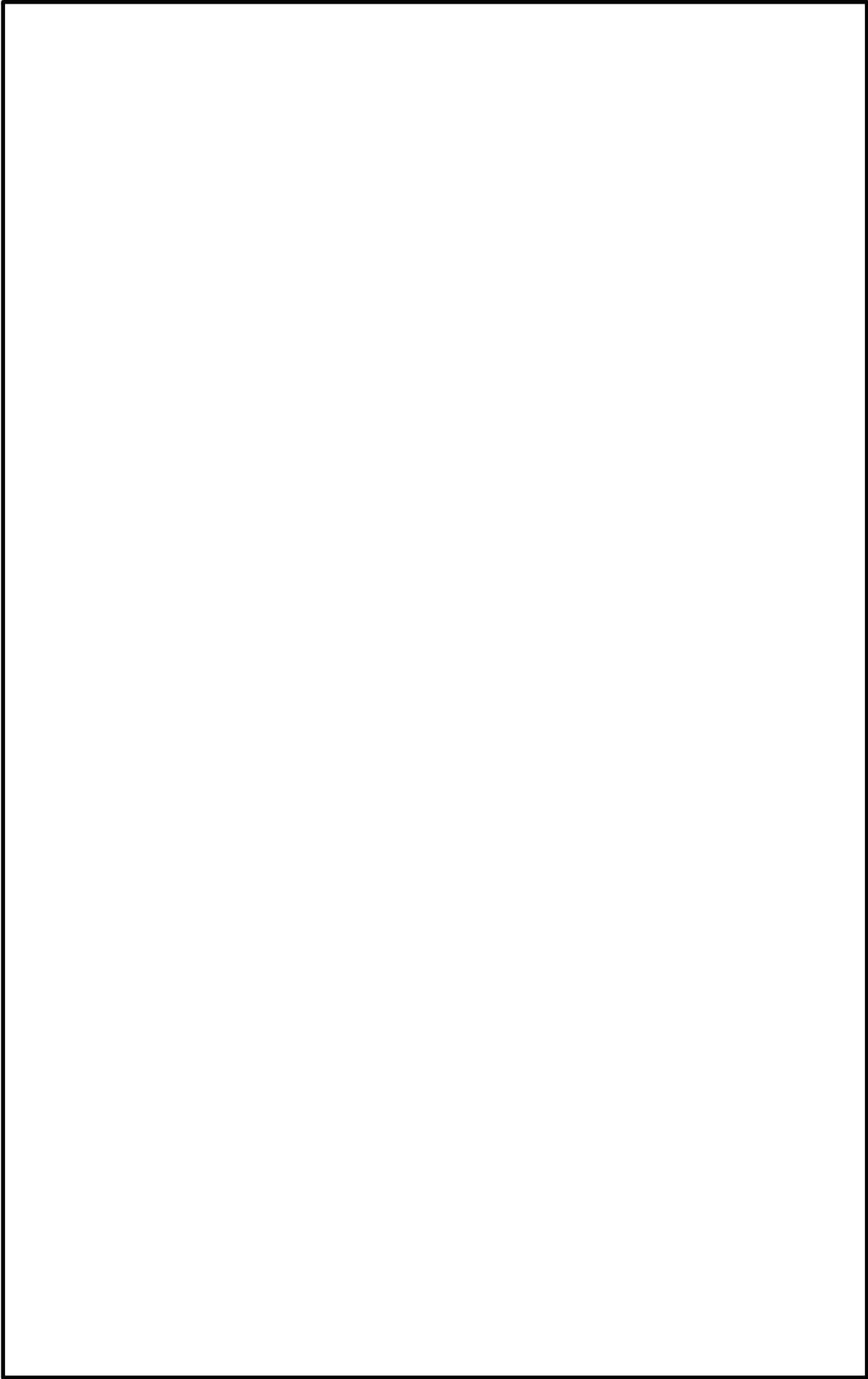




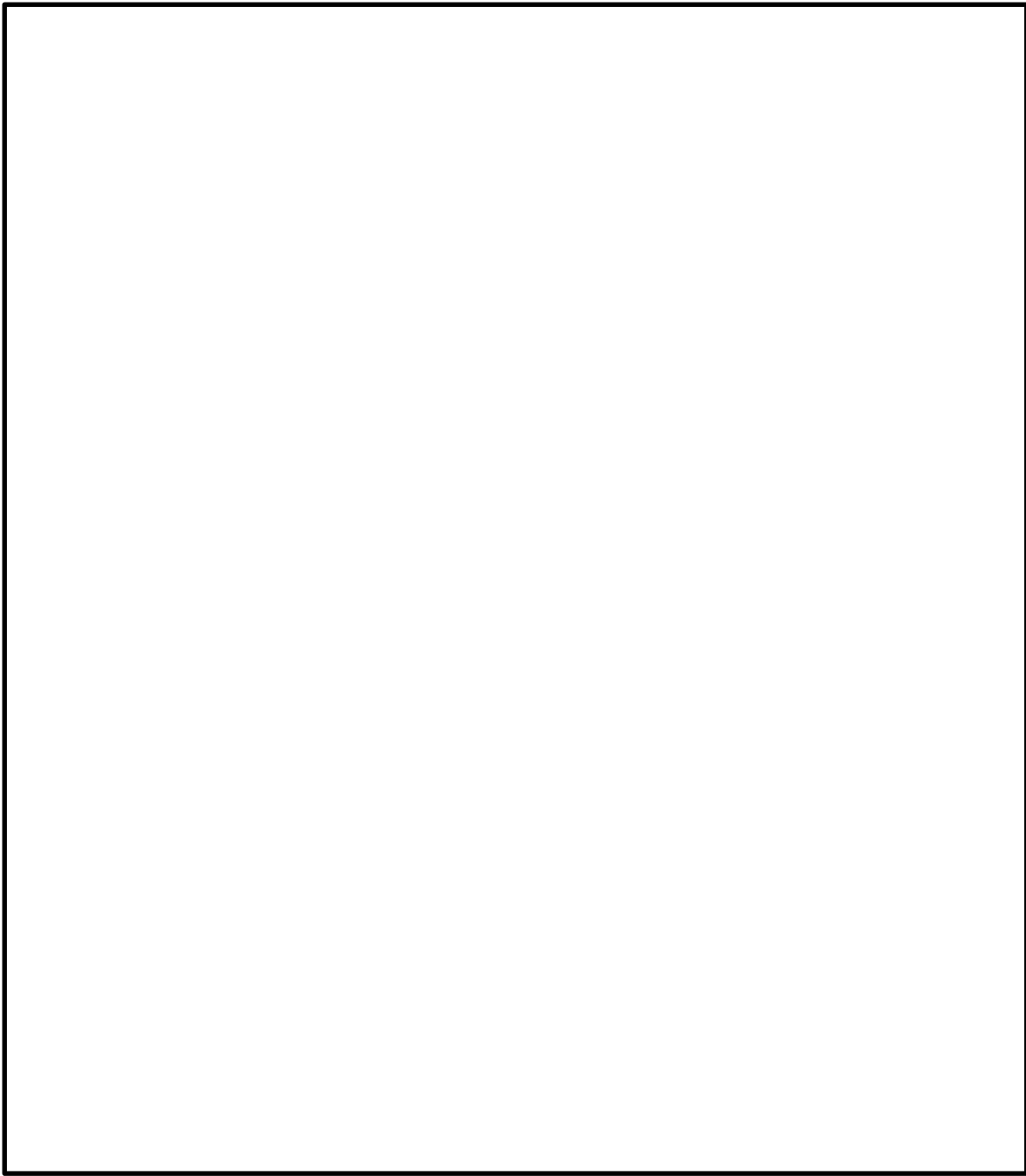
(2) 最小水量について





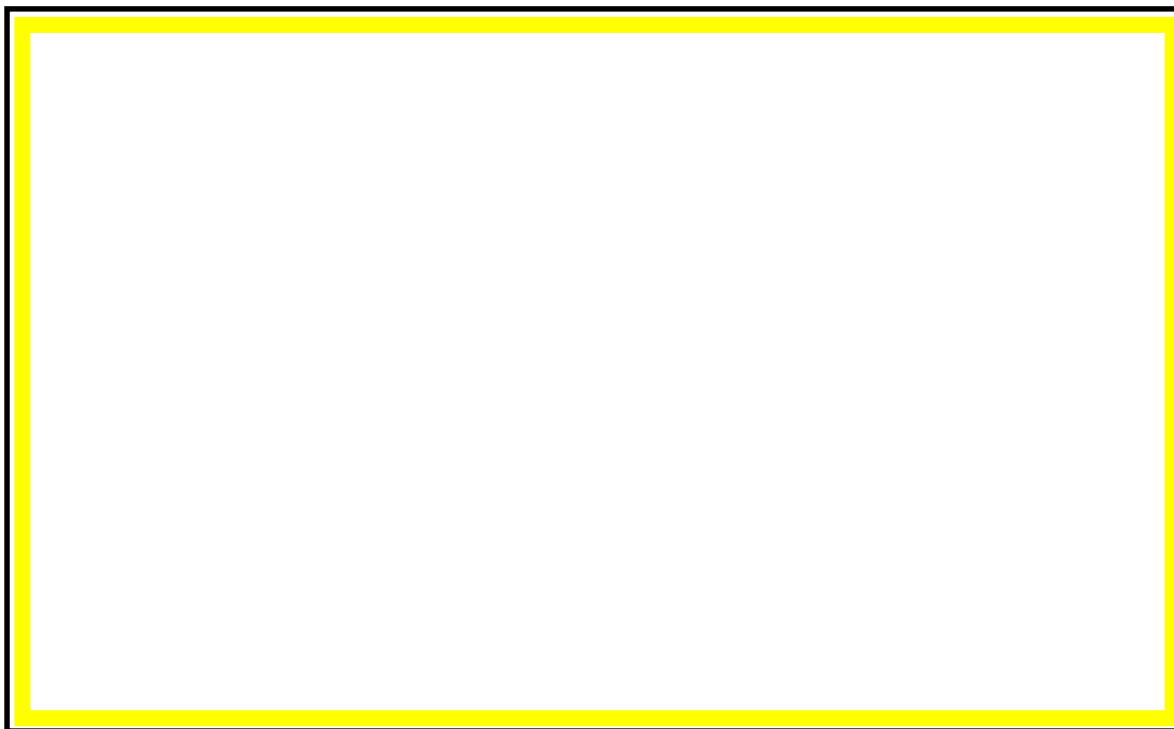






第 1 図 フィルタ装置水位の概略図





第 2 図 ベント時の圧力推移図（水位計算時）

（参考）想定事故におけるスクラビング水位の挙動について

有効性評価のうち、「**雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）**」におけるフィルタ装置内の発熱量を用いたスクラビング水の水位挙動を評価する。

（1）評価条件

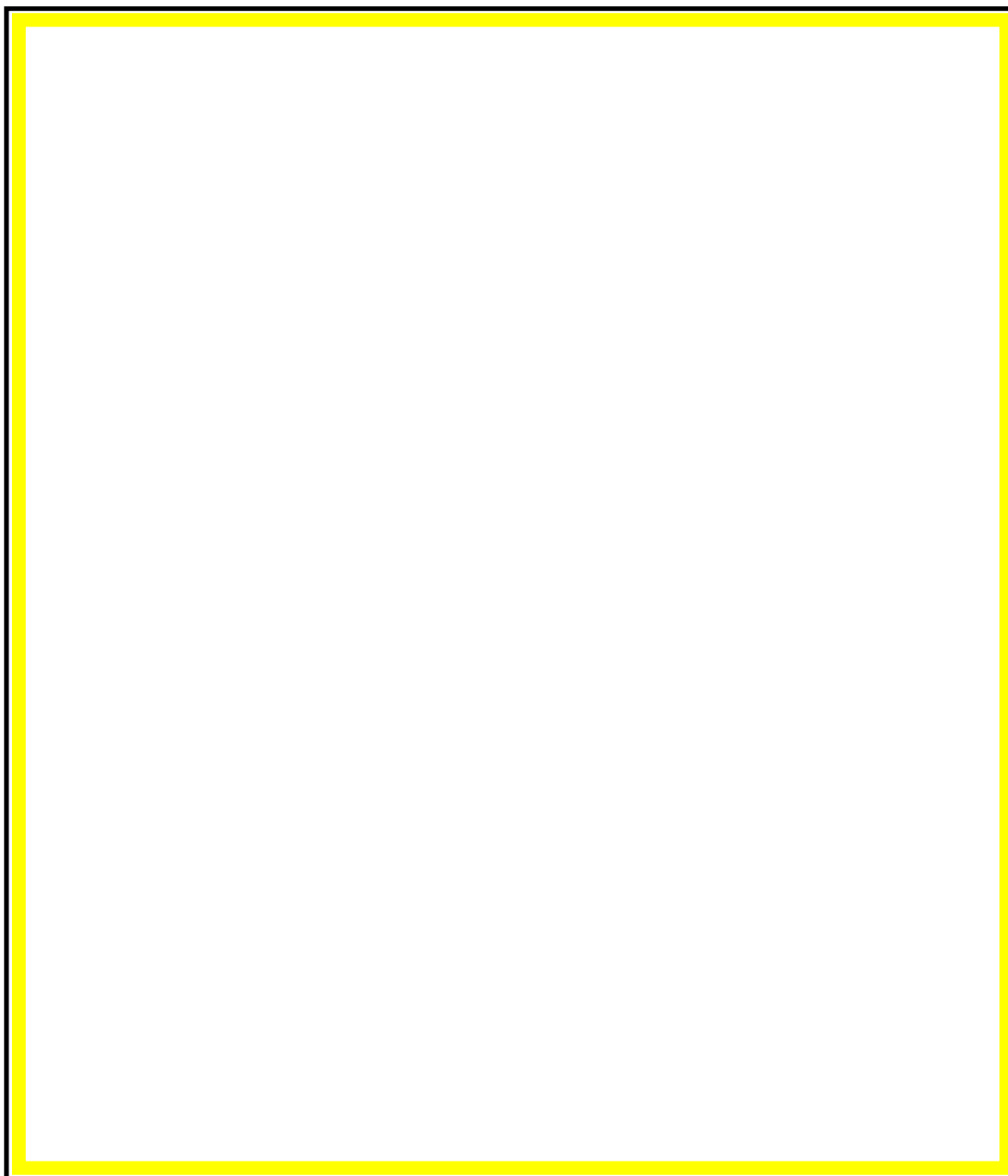
- ・ 初期水位：
- ・ 室温：25℃（系統待機時），65℃（ベント運転中）
- ・ ベント時の格納容器圧力：第 2 図のとおり
- ・ フィルタ装置内発熱量：

※19 時間ベントの解析結果に NUREG 補正をした値  
（約 15kW）に余裕を考慮した値



## (2) 評価結果

スクラビング水位の挙動を第 3 図に示す。ベント後もスクラビング水位は最高水位、最低水位に至らず、想定事故においては事象発生後 7 日間（168 時間）運転員による水の補給操作は不要となる。



第 3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」  
におけるベント時のスクラビング水位の変化



(参考) スクラビング水スロッシングの影響について

格納容器フィルタベント設備であるスクラバ容器について、地震時にスロッシングが発生することで、スクラビング水が金属フィルタ下端まで到達する可能性がある。そこで、保守的な評価となるハウスナー理論を用いてスロッシング高さを評価した。

ハウスナー理論により、スロッシング高さ $d_{\max}$ は以下のように算出できる。

$$d_{\max} = \frac{0.408 \cdot R \cdot \coth\left(1.84 \frac{h}{R}\right)}{\frac{g}{\omega_N^2 \cdot \theta_h \cdot R} - 1} = \boxed{\phantom{000}} [\text{mm}]$$

ここで、

$$\omega_N = \sqrt{\frac{1.84}{R} \cdot g \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right)} = \boxed{\phantom{000}} [s^{-1}]$$

$$\theta_h = 1.534 \cdot \frac{S_A}{\omega_N^2 \cdot R} \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right) = \boxed{\phantom{000}}$$

R                   : フィルタ装置容器半径（内径）                    $\boxed{\phantom{000}} [\text{mm}]$

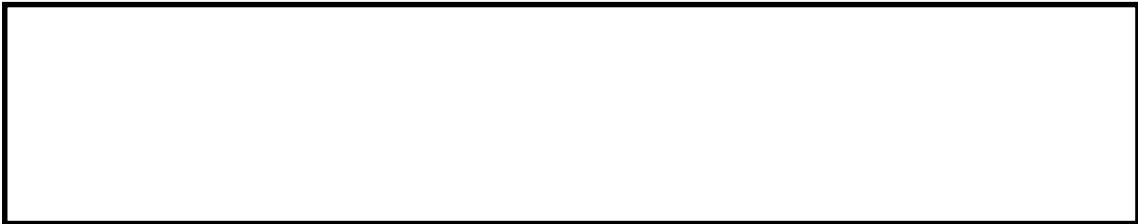
h                   : スクラビング水上限水位                    $\boxed{\phantom{000}} [\text{mm}]$

g                   : 重力加速度                   9,806.65 [mm/s<sup>2</sup>]

S<sub>A</sub>                  : 応答加速度                    $\boxed{\phantom{000}} [\text{mm/s}^2]$

(原子炉建屋の地震動S<sub>s</sub>から保守的に設定)

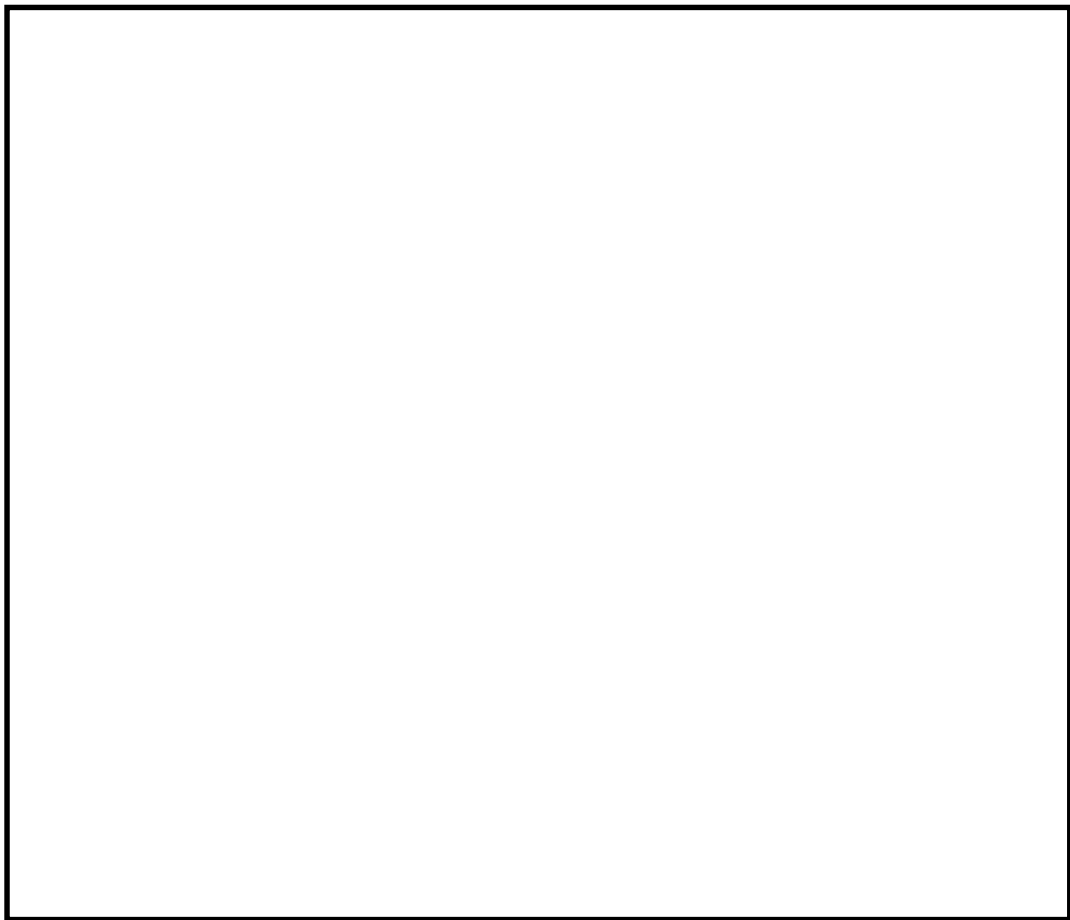
金属フィルタは上限水位から $\boxed{\phantom{000}}$  mm上方に設置しており、スロッシング高さは最大でも830mmと算出されることから、スクラビング水は金属フィルタ下端まで到達しない。評価結果を第1図に示す。







また、スロッシング水位が下限水位時にスロッシングが発生すると、ベンチュリノズルは一部気層部に露出し、性能が一時低下するが、露出している時間はベント実施時間と比較して非常に小さく、さらにベンチュリスクラバの後段には金属フィルタも設置していることから、格納容器弁ベントにより放出される放射性物質のトータル量に影響を与えるものではないと考える。



第4図 スクラビング水スロッシング評価結果



スクラビング水が管理範囲を超えた場合の措置について

フィルタ装置は、要求される放射性物質除去性能が発揮できることを確認するため、スクラビング水の水位が管理範囲にあることを監視する。水位が管理範囲を超えた場合の措置について以下に示す。

## (1) 系統待機時

系統待機時においては、フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が待機時の下限水位から上限水位  にあることを確認する。

フィルタ装置内は窒素で置換されており、隔離弁（第二弁）弁及び圧力開放板にて隔離された状態となっている。系統待機時のフィルタ装置への補給については、格納槽上部から接続口に給水設備等を接続し注水することとなり、系統待機中においては常時接続される水系の配管がないことから、待機中に水位が変動することはない。なお、スクラビング水を移送する移送ポンプにはテストタンクが設けられているが、本文「4.4 設備の維持管理」に記載のとおり、弁で隔離した上で試験することで、フィルタ装置の水位に影響しないよう設計している。

## (2) ベント開始後

ベント時においては、フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位がベント時の下限水位から上限水位  にあることを確認する。

フィルタ装置に捕集した放射性物質の崩壊熱により、スクラビング水が蒸発し下限水位を下回る可能性がある場合は、本文「4.2.2 スクラビング水の補給」に基づき補給を行う。

別紙 12「スクラビング水の保有水量の設定根拠について」に示すとおり、スクラビング水の水位はベント初期のベントガス凝縮による水位上昇を考



慮しても上限水位に至らない設計としている。さらに、ベントガス以外にフィルタ装置に外部から流入するラインはないことから、上限水位に至ることはない。なお、万が一上限水位となった場合は、本文「4.2.4 排水操作」に基づき水位を低下させることが可能な設計となっている。



よう素除去部へのスクラビング水の影響について

## (1) スウェリングの影響について

冷温のスクラビング水に蒸気が流入すると、蒸気が凝縮し、水位が上昇するとともに、スクラビング水の水温も上昇する。その結果、定常状態（スクラビング水が飽和した状態）では、スクラビング水は待機時に比べ上昇しており、よう素除去部の外壁はスクラビング水に接することとなる。この場合、スクラビング水からよう素除去部へ入熱されるため、問題ない。

スクラビング水が飽和した状態においては、スクラビング水の温度はフィルタ装置内の圧力（スクラビング水部の圧力）により決まる。ベントガスの温度はこのベンチュリスクラバ（スクラビング水）を通過することで、スクラビング水の水温と同じになっているものと考えられる。

ここで、よう素除去部はフィルタ装置内に位置するものの、その前段の流量制限オリフィスを通過し、断熱膨張をする際に、厳密には温度がごく僅かに下がるため、以下の関係式が成立していることになる。

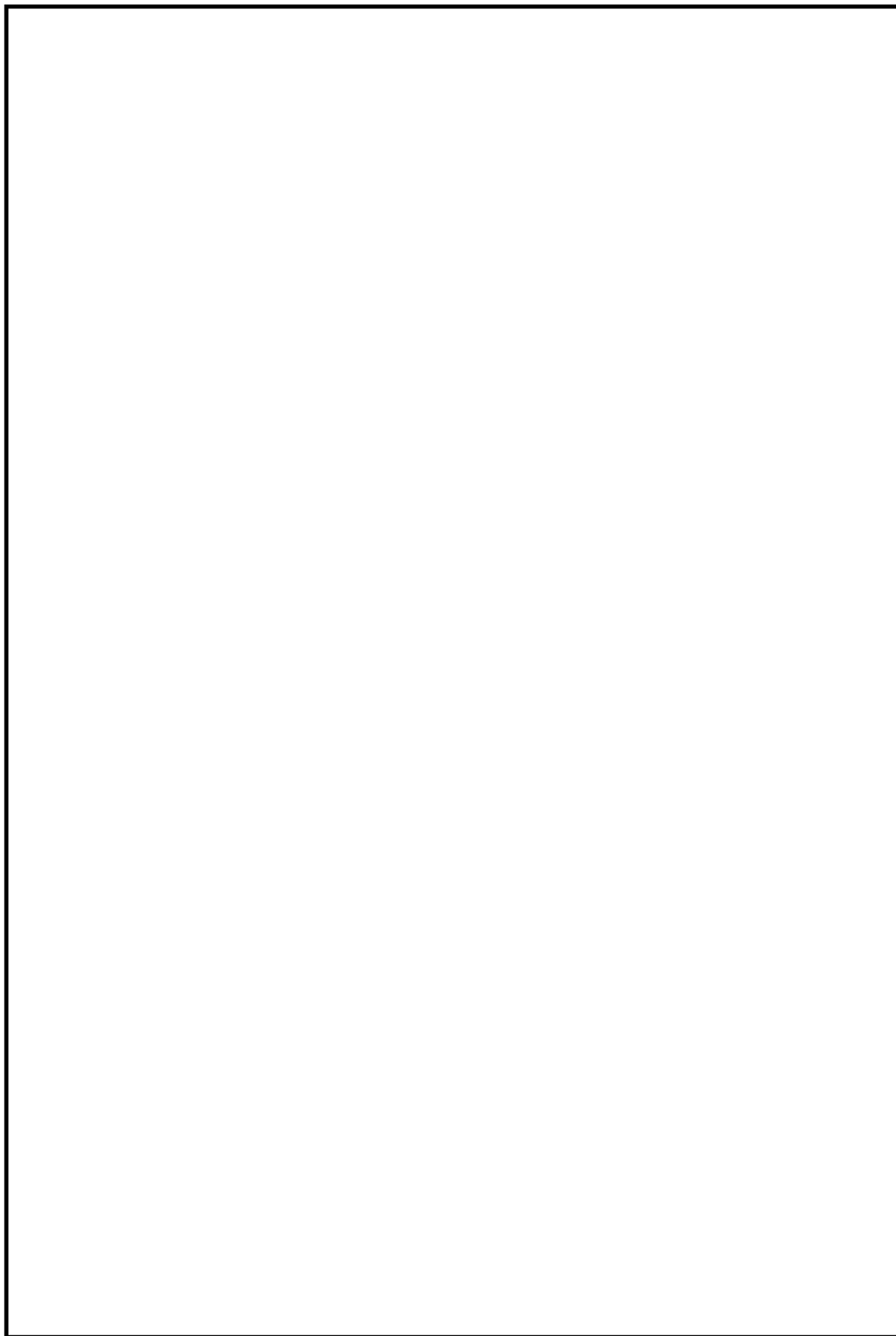
$$T_{\text{スクラビング水}} \cong T_{\text{ベントガス(オリフィス通過前)}} > T_{\text{ベントガス(オリフィス通過後)}} = T_{\text{よう素除去部}}$$

したがって、よう素除去部の外壁がスクラビング水に接する場合、スクラビング水の温度はよう素除去部を通過するベントガスの温度よりも高いこととなり、スクラビング水からの入熱が期待できる。

フィルタ装置内のガスの流れと温度の関係を第 1 図に示す。







第 1 図 フィルタ装置内のガスの流れと温度の関係



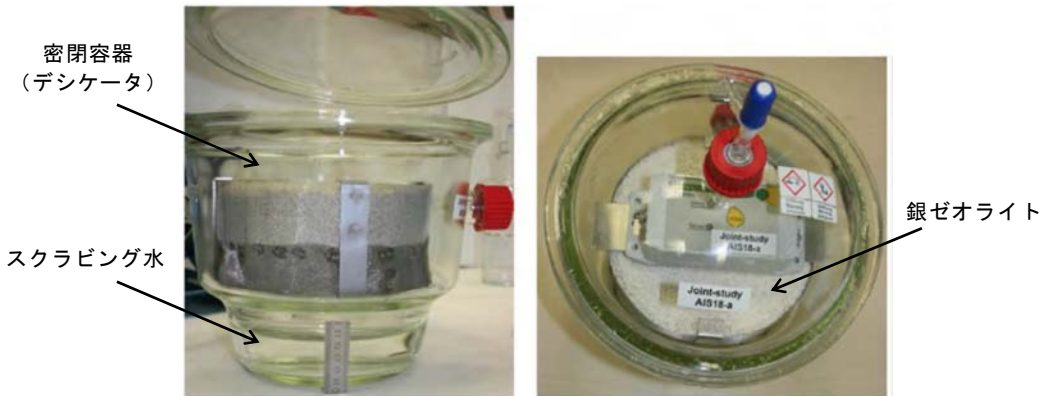
(2) 系統待機時におけるよう素除去部へのスクラビング水の影響について

よう素除去部は、硝酸銀を添加した吸着材（銀ゼオライト）が充填されており、硝酸銀との化学反応で放射性よう素を除去する。プラント運転中を通してフィルタベントの系統待機時は、フィルタ装置内がスクラビング水によって飽和蒸気的环境となり、銀ゼオライトは長期間、飽和蒸気的环境下で保管される。

この保管状況において湿分による銀ゼオライトのよう素除去性能への影響を確認するため、密閉容器内にスクラビング水   と銀ゼオライトを保管し、6 カ月後及び 15 カ月後の除去効率の測定を実施した。試験結果と銀ゼオライトの保管の様子を各々第 1 表と第 2 図に示す。

第 1 表 銀ゼオライトの除去効率の経時変化

有機よう素の除去効率（%）		
初期	6 カ月後	15 カ月後



第 2 図 銀ゼオライトの保管の様子

試験結果によると、6 カ月及び 15 カ月後における銀ゼオライトの除去効率は、性能基準  を満たしており、実機においてもプラント運転中を通して性能は維持され则认为る。



圧力開放板の信頼性について

## (1) 設計時の考慮

圧力開放板の設定作動圧力は、ベントを実施する際の妨げにならないよう、ベント開始時の格納容器圧力（310Pa[gage]）と比較して十分低い圧力で動作するように、設定作動圧力は 80kPa（圧力開放板前後差圧）を適用している。

ベント開始時における圧力開放板が作動したことの確認は、格納容器内のガスが大気へ放出されることによる格納容器圧力の指示値の下降、また、ベント開始時にベントガスがフィルタ装置へ流入することによりフィルタ装置圧力が上昇し、圧力開放板が作動するとベントガスが大気へ放出されるためフィルタ装置圧力が下降することから、フィルタ装置圧力の変化によっても確認することができる。

さらに炉心の損傷が発生している場合においては、ベントガスに含まれる放射性物質により、圧力開放板下流に設置されたフィルタ装置出口放射線モニタの指示値が上昇することによっても、確認することができる。

## (2) 製作時の考慮

圧力開放板は以下の項目を確認することで、信頼性を確保している。

--



フレキシブルシャフトが常時接続されている状態における弁操作の詳細メカニズム

隔離弁の駆動方式は、電動（電動機による駆動）と遠隔手動（フレキシブルシャフトによる操作）があり、これらの方式の切替えには「オートデクラッチ機構」を採用している。

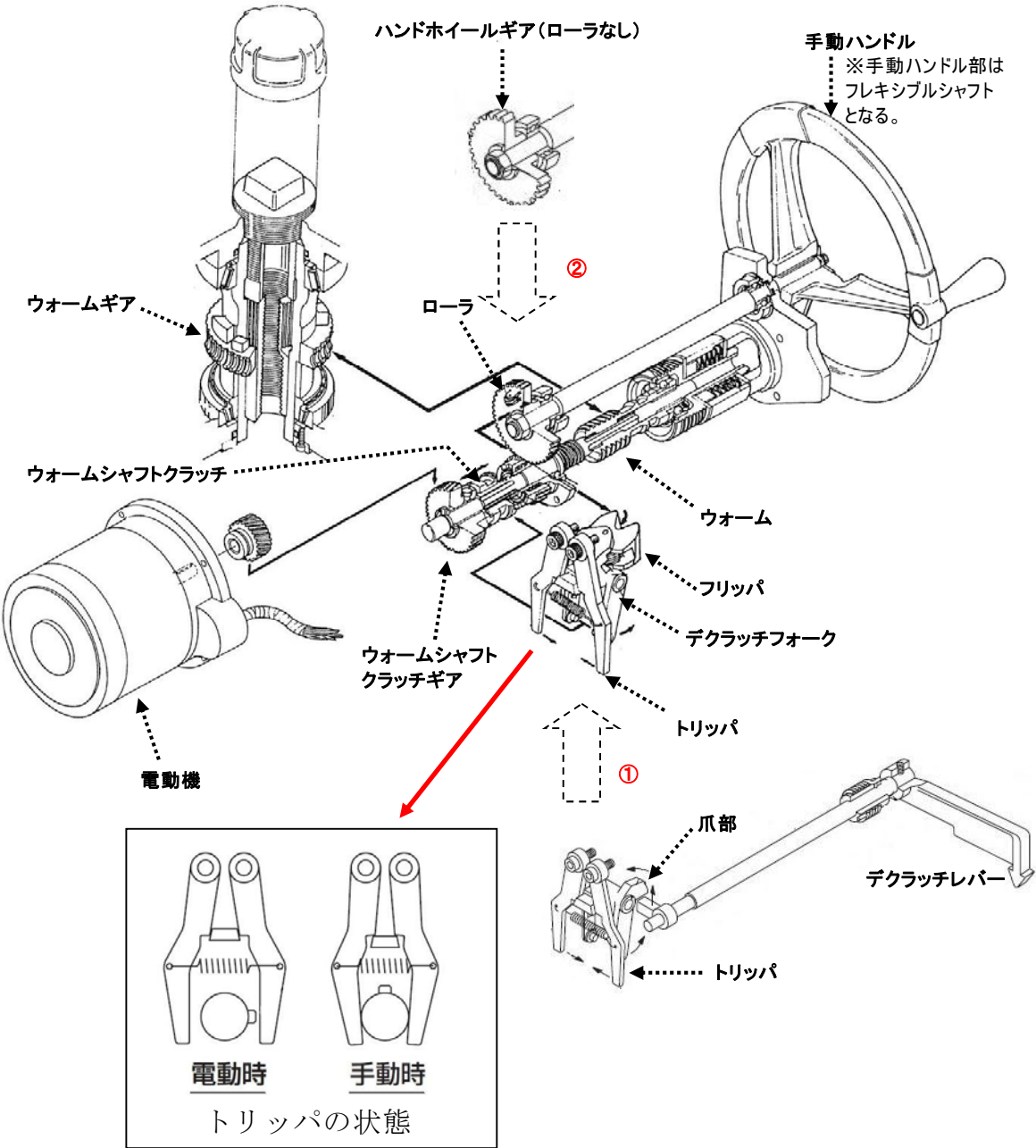
オートデクラッチ機構は、従来、弁駆動部のレバー操作により実施していたクラッチの切り替え操作を、フレキシブルシャフトを操作することで、自動的に通常電動側にあるクラッチを手動（人力）側に切り替えることを可能とした機構である。

また、弁駆動部に動力を伝えるためのウォームシャフト部への動力の伝達は、クラッチ機構を採用しており、電動側又は手動側のウォームシャフト部と切り離されるため、トルク伝達に影響を与えない構造となっている。

オートデクラッチ機構付の電動駆動弁の概要を第 1 図に示す。

オートデクラッチ機構は、ウォームシャフトクラッチが保持される位置により、弁へのトルクの伝わり方が変動する。電動操作時と手動操作時のオートデクラッチ機構の動作の違いについて第 2 図、第 3 図に示す。





＜注記＞

①標準型では、ウォームシャフトクラッチ切り替え用のデクラッチレバーが本体機構に付くが、オートデクラッチ機能付きでは、手動ハンドルの動力を受けるフリッパとなる。

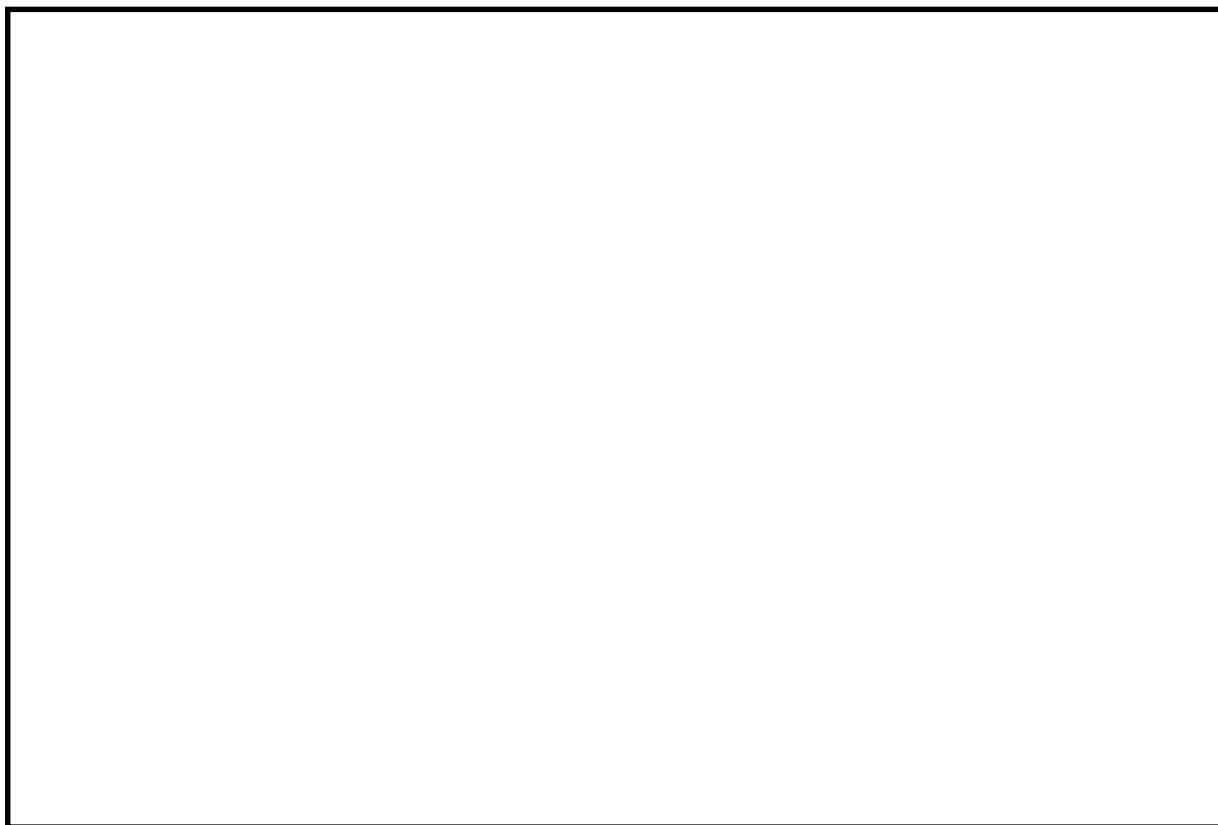
②オートデクラッチ機能付きでは、手動ハンドルの動力はハンドホイールギアを介してデクラッチフォークに伝えるため、ハンドホイールギアにローラが取付けられている。

第 1 図 オートデクラッチ機構の概要図





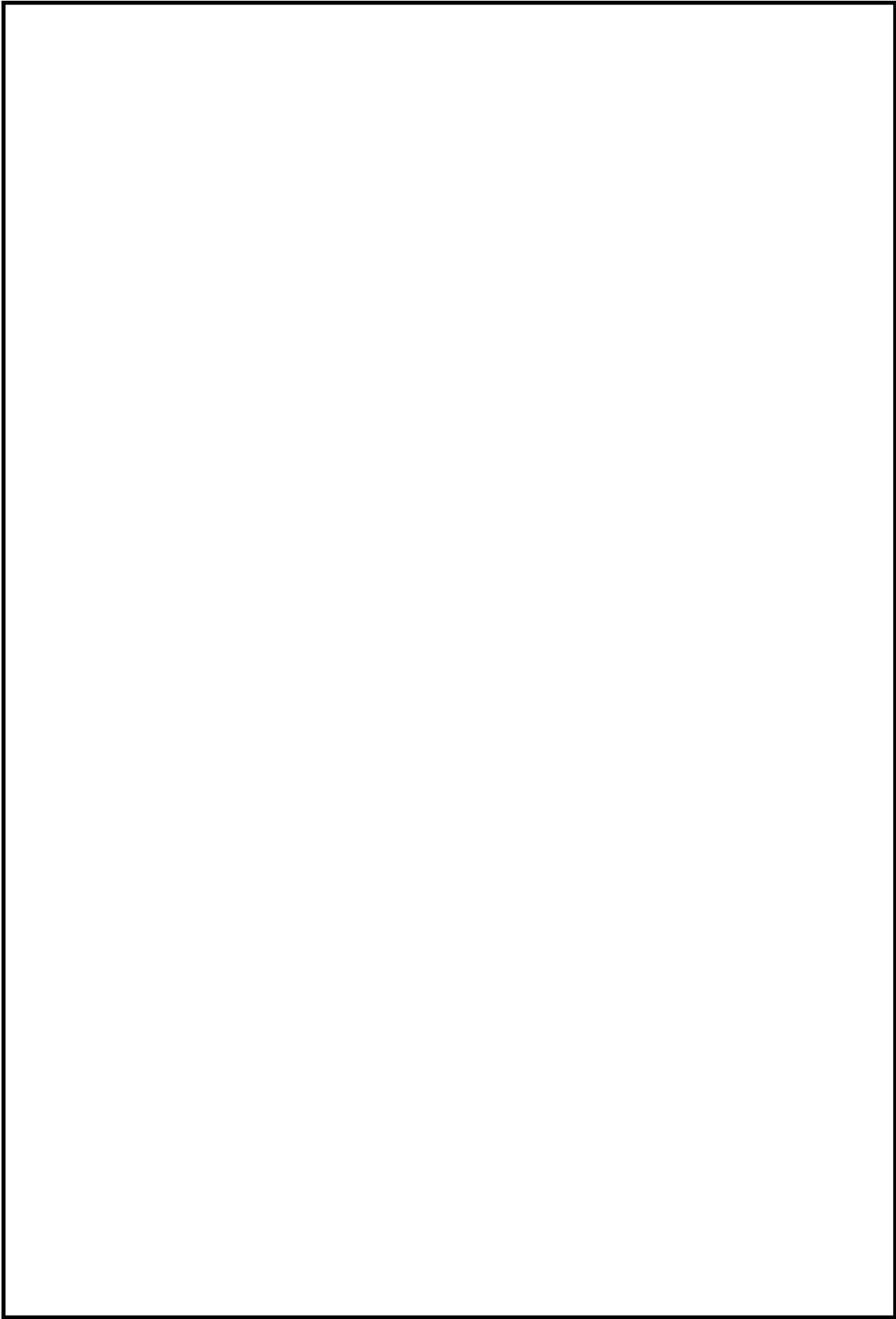
第 2 図 弁駆動部の詳細図（電動駆動時（通常状態））



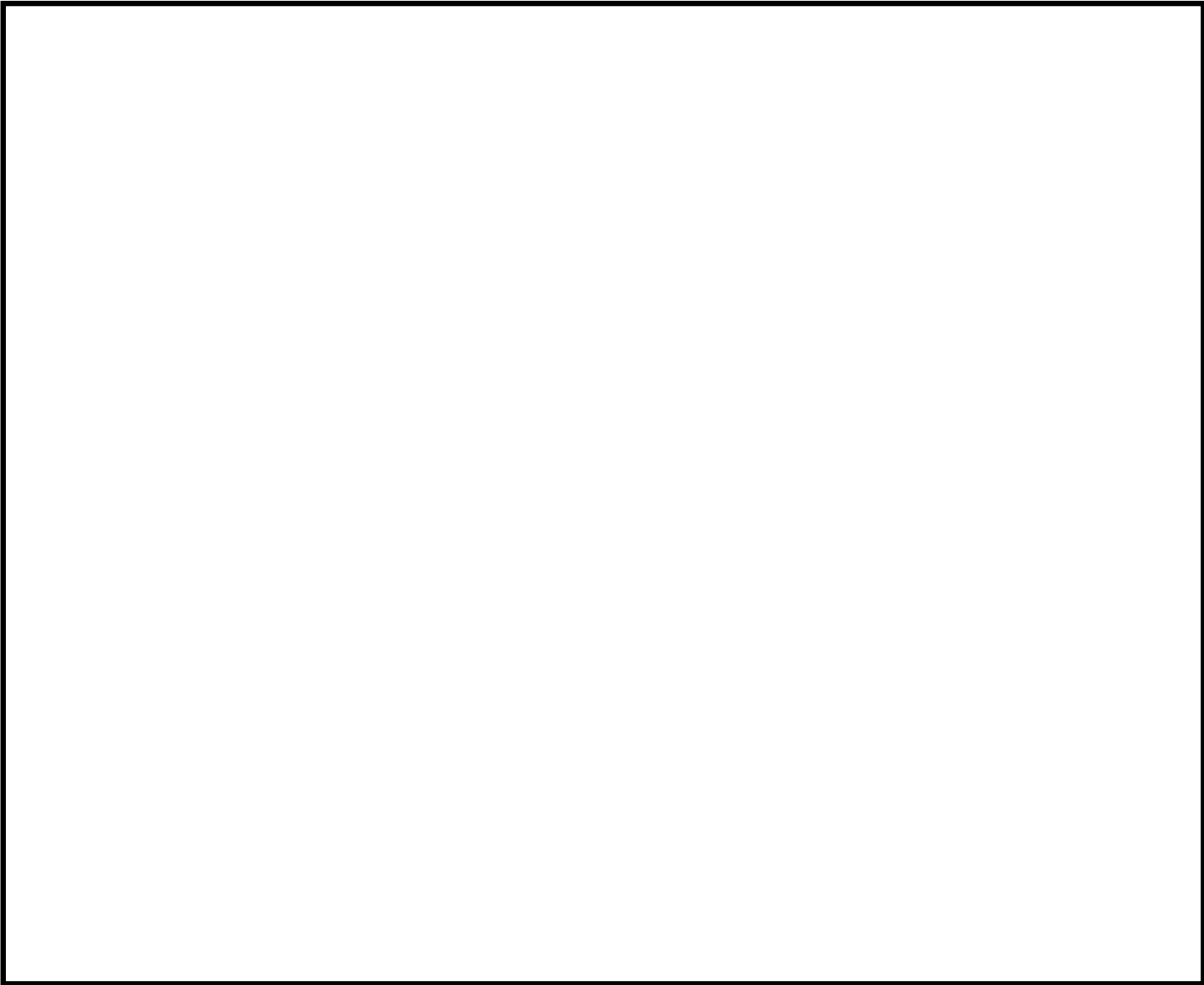
第 3 図 弁駆動部の詳細図（手動操作時）



(参考) オートデクラッチ機構の操作概要









フィルタベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価

フィルタベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価を以下のとおり行った。

ベント操作としてサプレッション・チェンバ（S／C）からのベントを行う場合及びドライウェル（D／W）からのベントを行う場合のそれぞれにおける第一弁及び第二弁の開操作時の被ばく評価を行った。

(1) 評価条件

a. 放出量評価条件

想定事象として格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスにおいて、代替循環冷却系を使用しない場合を想定した事故シナリオを選定する。


また、放出量評価条件を第 1 表、大気中への放出過程及び概略図を第 1 図～第 5 図に示す。

b. 被ばく評価条件

被ばく経路は、第 6 図～第 8 図に示すとおり大気中へ放出される放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく、格納容器フィルタベント系配管及び原子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部被ばくを考慮した。

大気中へ放出される放射性物質については、第 2 表及び第 3 表に示すとおり拡散効果を考慮した。また、作業場所に流入する放射性物質による被ばくについては、屋外の放射性物質の濃度と作業場所の放射性物質の濃度を同じとし、第 4 表及び第 5 表に示すとおり外部被ばくについては作業場所の空間体積を保存したサブマージョンモデルで評価を行い、内部被ばくについては呼吸率、線量換算係数等から評価を行った。なお、第二弁の操作においては、空気ボンベにより加圧された待避室（遮蔽厚



 コンクリート相当) 内で作業することを考慮し評価を行った。

格納容器フィルタベント系配管，原子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部被ばくについては，第 6 表及び第 7 表に示すとおり原子炉建屋の外壁，作業場所の遮蔽壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。

c. アクセスルート及び評価地点

第一弁（S／C側）のベント操作を行う場合のアクセスルートは，第 9 図～第 11 図に示すとおりである。第一弁（D／W側）のベント操作を行う場合のアクセスルートは，第 12 図～第 15 図に示すとおりである。第二弁のベント操作を行う場合のアクセスルートは第 16 図～第 19 図に示すとおりである。

評価点は，第 9 図～第 20 図に示すとおり，ベント操作時は作業場所とし，移動時はアクセスルートで被ばく評価上最も厳しい地点とする。

d. 作業時間

第一弁の開操作は，フィルタベント実施前に行うものとし，第一弁（S／C側）の作業時間は 160 分（移動時間（往復）70 分＋作業時間 90 分），第一弁（D／W側）の作業時間は 190 分（移動時間（往復）100 分＋作業時間 90 分）とする。また，第二弁の開操作は，フィルタベント実施直後から 180 分作業場所（待避室）に滞在するものとし，作業時間は 410 分（移動時間（往復）90 分＋待機時間 140 分＋作業時間（待避室滞在）180 分）とする。

(2) 評価結果

フィルタベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価結果は以下に示すとおりであり，作業員の実効線量は緊急作業時の線量限度である 100mSv 以下であり，フィルタベント実施に伴うベント操作を手動で行うことができることを確認した。また，実効線量の内訳を第 8



表～第 10 表に示す。

a. S／Cからのベント操作時の作業員の実効線量

作業員の実効線量は第一弁開操作で約 20mSv，第二弁開操作で約 25mSv となった。

b. D／Wからのベント操作時の作業員の実効線量

作業員の実効線量は第一弁開操作で約 50mSv，第二弁開操作で約 40mSv となった。



第 1 表 放出量評価条件 (1/3)

項 目	評価条件	選定理由
評価事象	「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 全交流動力電源喪失」 (代替循環冷却系を使用しない場合)	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを選定
炉心熱出力	3293MW	定格熱出力
運転時間	1 サイクル当たり 10,000 時間 (416 日)	1 サイクル 13 ヶ月 (395 日) を考慮して 設定
取替炉心の 燃料装荷割合	1 サイクル : 0.229 2 サイクル : 0.229 3 サイクル : 0.229 4 サイクル : 0.229 5 サイクル : 0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定
炉心内蔵量	希ガス類 : 約 $2.2 \times 10^{19}$ Bq C s I 類 : 約 $2.9 \times 10^{19}$ Bq C s O H 類 : 約 $1.2 \times 10^{18}$ Bq S b 類 : 約 $1.3 \times 10^{18}$ Bq T e O <sub>2</sub> 類 : 約 $6.8 \times 10^{18}$ Bq S r O 類 : 約 $1.3 \times 10^{19}$ Bq B a O 類 : 約 $1.2 \times 10^{19}$ Bq M o O <sub>2</sub> 類 : 約 $2.5 \times 10^{19}$ Bq C e O <sub>2</sub> 類 : 約 $7.5 \times 10^{19}$ Bq L a <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類 : 約 $5.5 \times 10^{19}$ Bq	「単位熱出力当たりの炉心内蔵量 (Bq/MW)」×「3293MW (定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉心内蔵量は、運転時間等 (A B W R の値) を基に算出)
放出開始時間	格納容器漏えい : 事象発生直後 格納容器ベント : 事象発生から約 19h 後	M A A P 解析結果
格納容器内 pH 制御の効果	考慮しない	格納容器内 pH 制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため、保守的に設定
よう素の形態	粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4%	R . G . 1.195 <sup>※1</sup> に基づき設定



第 1 表 放出量評価条件 (2/3)

項 目	評価条件			選定理由
格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (希ガス, エアロゾル及び有機よう素)	1Pd以下 : 0.9Pdで0.5%/day 1Pd超過 : 2Pdで1.3%/day			MAAP解析にて格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし, 格納容器の設計漏えい率 (0.9Pdで0.5%/day) 及びAECの式等に基づき設定 (補足1参照)
格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (無機よう素)	1.5h後～19.5h後 : 1.3%/day (一定) その他の期間 : 0.5%/day (一定)			格納容器の設計漏えい率 (0.5%/day) 及びAECの式等に基づき設定 (格納容器圧力が0.9Pdを超える期間を包絡するように1.3%/dayの漏えい率を設定) (補足1参照)
格納容器内での除去効果 (エアロゾル)	MAAP解析に基づく (沈着, サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ)			MAAPのFP挙動モデル (補足2参照)
格納容器内での除去効果 (有機よう素)	考慮しない			保守的に設定
格納容器内での除去効果 (無機よう素)	自然沈着率 : $9.0 \times 10^{-4}$ (1/s) (格納容器内の最大存在量から1/200まで)			CSE実験及び Standard Review Plan 6.5.2* <sup>2</sup> に基づき設定 (補足3参照)
	サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果 : 10 (S/Cベントのみ)			Standard Review Plan 6.5.5* <sup>3</sup> に基づき設定 (補足4参照)
格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	希ガス類 CsI類 CsOH類 Sb類 TeO <sub>2</sub> 類 SrO類 BaO類 MoO <sub>2</sub> 類 CeO <sub>2</sub> 類 La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	S/Cベント : 約 $4.3 \times 10^{-3}$ : 約 $6.3 \times 10^{-5}$ : 約 $3.2 \times 10^{-5}$ : 約 $6.8 \times 10^{-6}$ : 約 $6.8 \times 10^{-6}$ : 約 $2.7 \times 10^{-6}$ : 約 $2.7 \times 10^{-6}$ : 約 $3.4 \times 10^{-7}$ : 約 $6.8 \times 10^{-8}$ : 約 $2.7 \times 10^{-8}$	D/Wベント : 約 $4.4 \times 10^{-3}$ : 約 $6.3 \times 10^{-5}$ : 約 $3.2 \times 10^{-5}$ : 約 $6.8 \times 10^{-6}$ : 約 $6.8 \times 10^{-6}$ : 約 $2.8 \times 10^{-6}$ : 約 $2.8 \times 10^{-6}$ : 約 $3.4 \times 10^{-7}$ : 約 $6.8 \times 10^{-8}$ : 約 $2.8 \times 10^{-8}$	MAAP解析結果及びNUREG-1465* <sup>4</sup> に基づき設定 (補足5参照)



第 1 表 放出量評価条件 (3/3)

項 目	評価条件			選定理由
原子炉建屋から大気への漏えい率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前）	無限大/day（地上放出） （格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価）			保守的に設定
原子炉建屋から大気への放出率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後）	1 回/day（排気筒放出）			設計値に基づき設定 （非常用ガス処理系のファン容量）
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2h後			起動操作時間（115分）＋負圧達成時間（5分）（起動に伴い原子炉建屋内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定）
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない			保守的に設定
格納容器フィルタベント系への放出割合	希ガス類	S/Cベント : 約 $9.5 \times 10^{-1}$	D/Wベント : 約 $9.5 \times 10^{-1}$	M A A P 解析結果及び N U R E G -1465 に基づき設定（補足 5 参照）
	C s I 類	: 約 $1.1 \times 10^{-6}$	: 約 $4.0 \times 10^{-3}$	
	C s O H 類	: 約 $4.0 \times 10^{-7}$	: 約 $7.5 \times 10^{-3}$	
	S b 類	: 約 $9.0 \times 10^{-8}$	: 約 $1.5 \times 10^{-3}$	
	T e O <sub>2</sub> 類	: 約 $9.0 \times 10^{-8}$	: 約 $1.5 \times 10^{-3}$	
	S r O 類	: 約 $3.6 \times 10^{-8}$	: 約 $5.8 \times 10^{-4}$	
	B a O 類	: 約 $3.6 \times 10^{-8}$	: 約 $5.8 \times 10^{-4}$	
	M o O <sub>2</sub> 類	: 約 $4.5 \times 10^{-9}$	: 約 $7.2 \times 10^{-5}$	
	C e O <sub>2</sub> 類	: 約 $9.0 \times 10^{-10}$	: 約 $1.5 \times 10^{-5}$	
	L a <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	: 約 $3.6 \times 10^{-10}$	: 約 $5.8 \times 10^{-6}$	
格納容器フィルタベント系の除去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 エアロゾル（粒子状よう素含む） : 1000			設計値に基づき設定

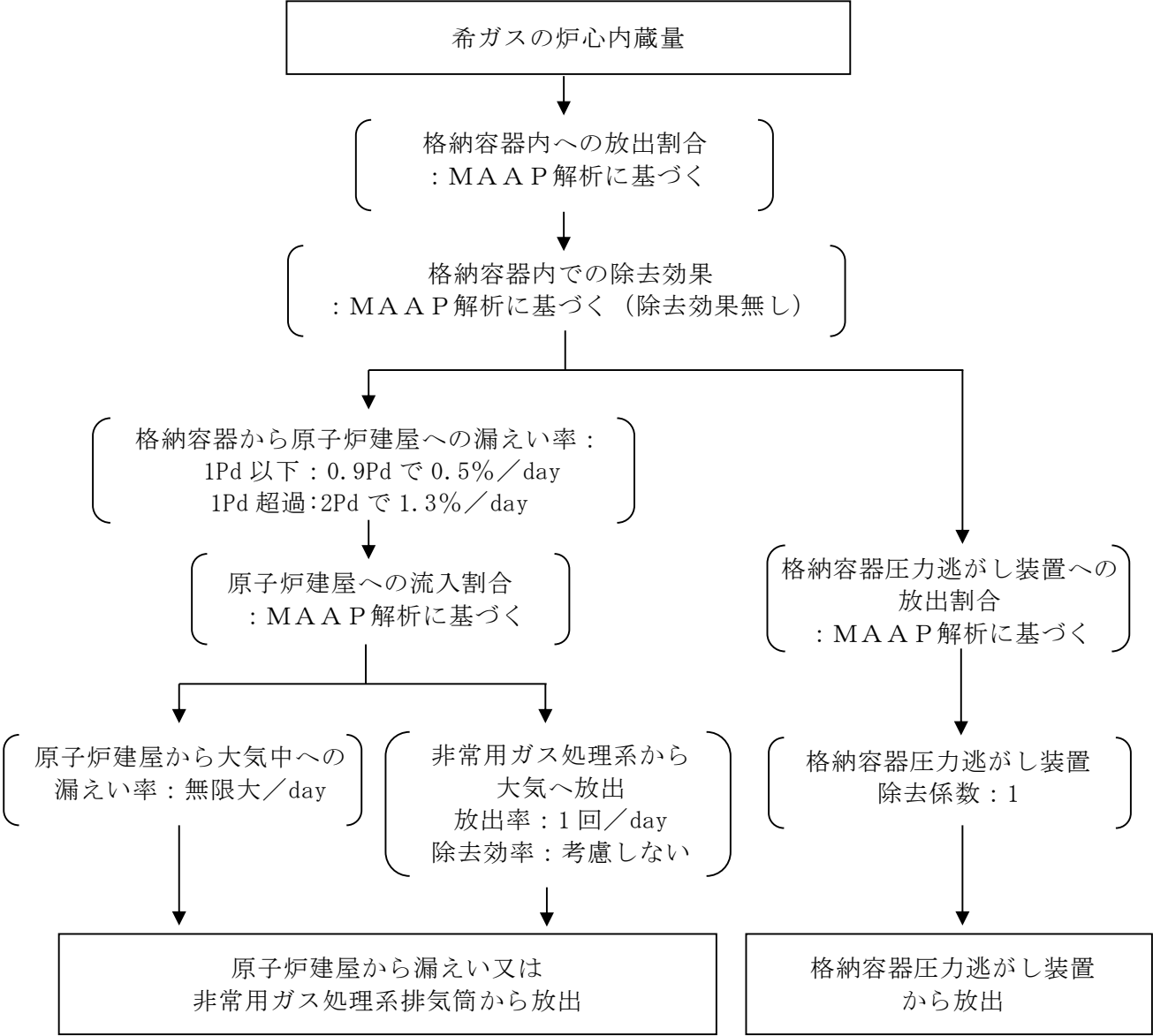
※ 1 : Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluation of Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”, May 2003

※ 2 : Standard Review Plan 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

※ 3 : Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

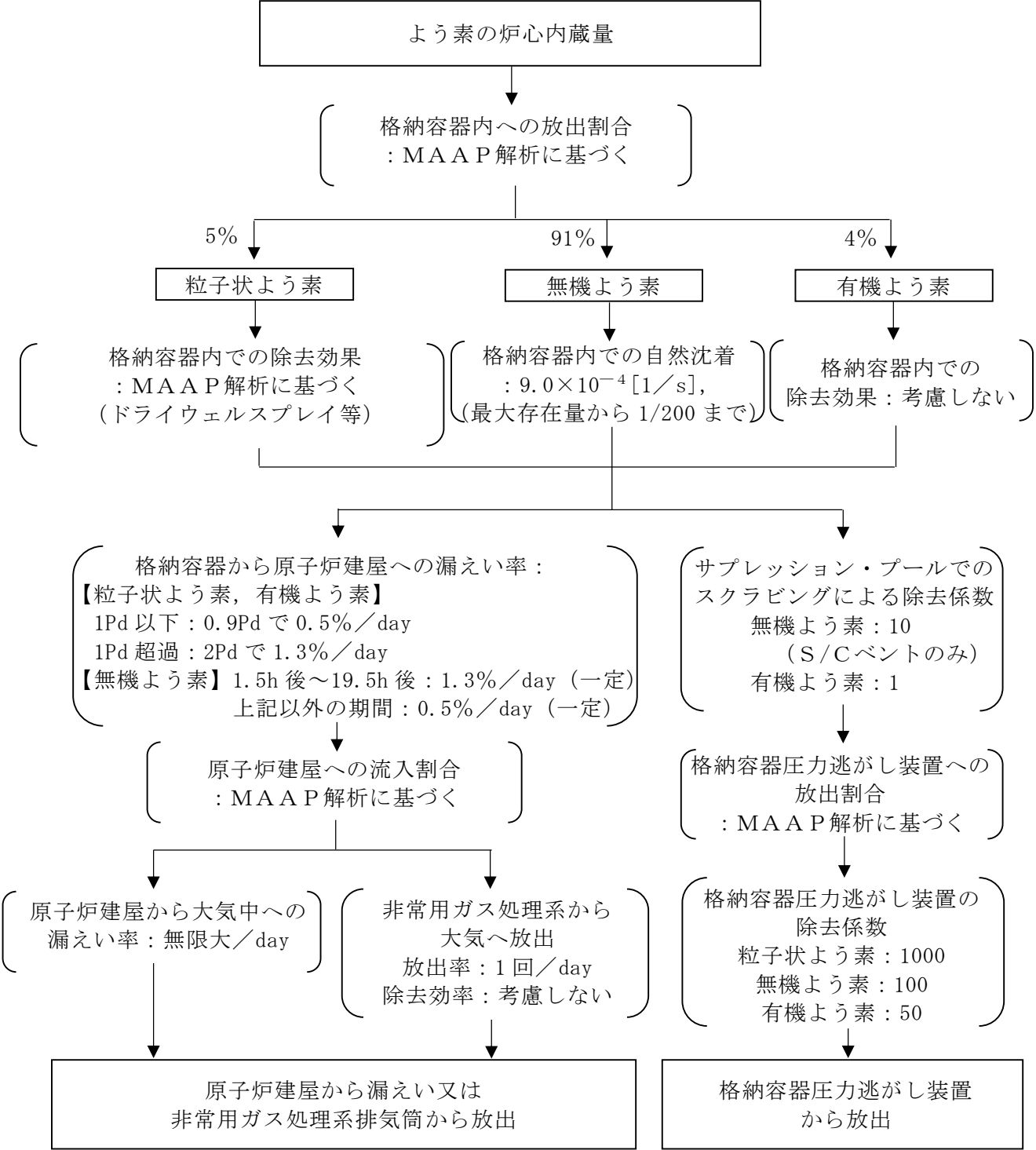
※ 4 : NUREG-1465, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”, 1995





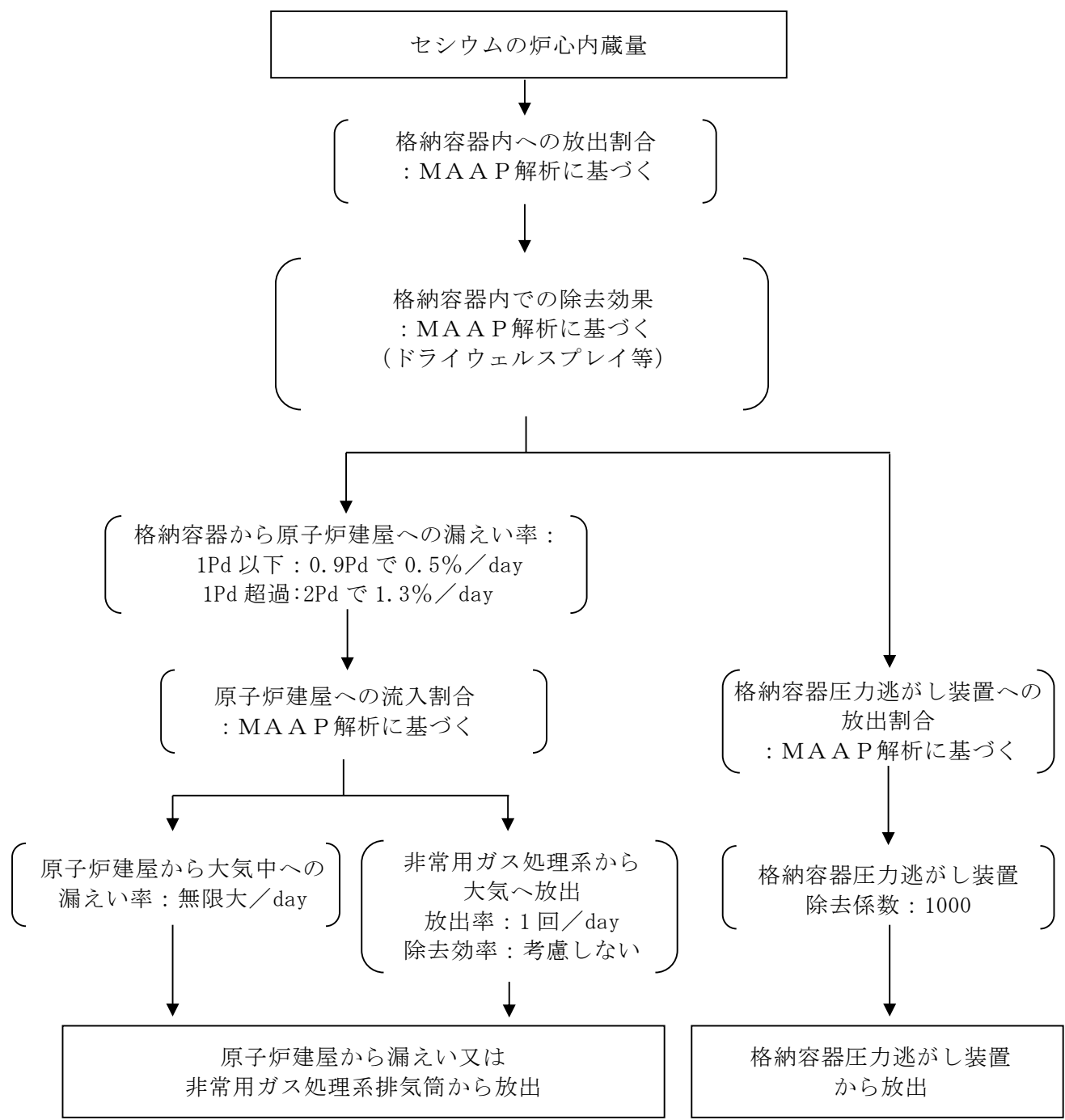
第 1 図 希ガスの大気放出過程





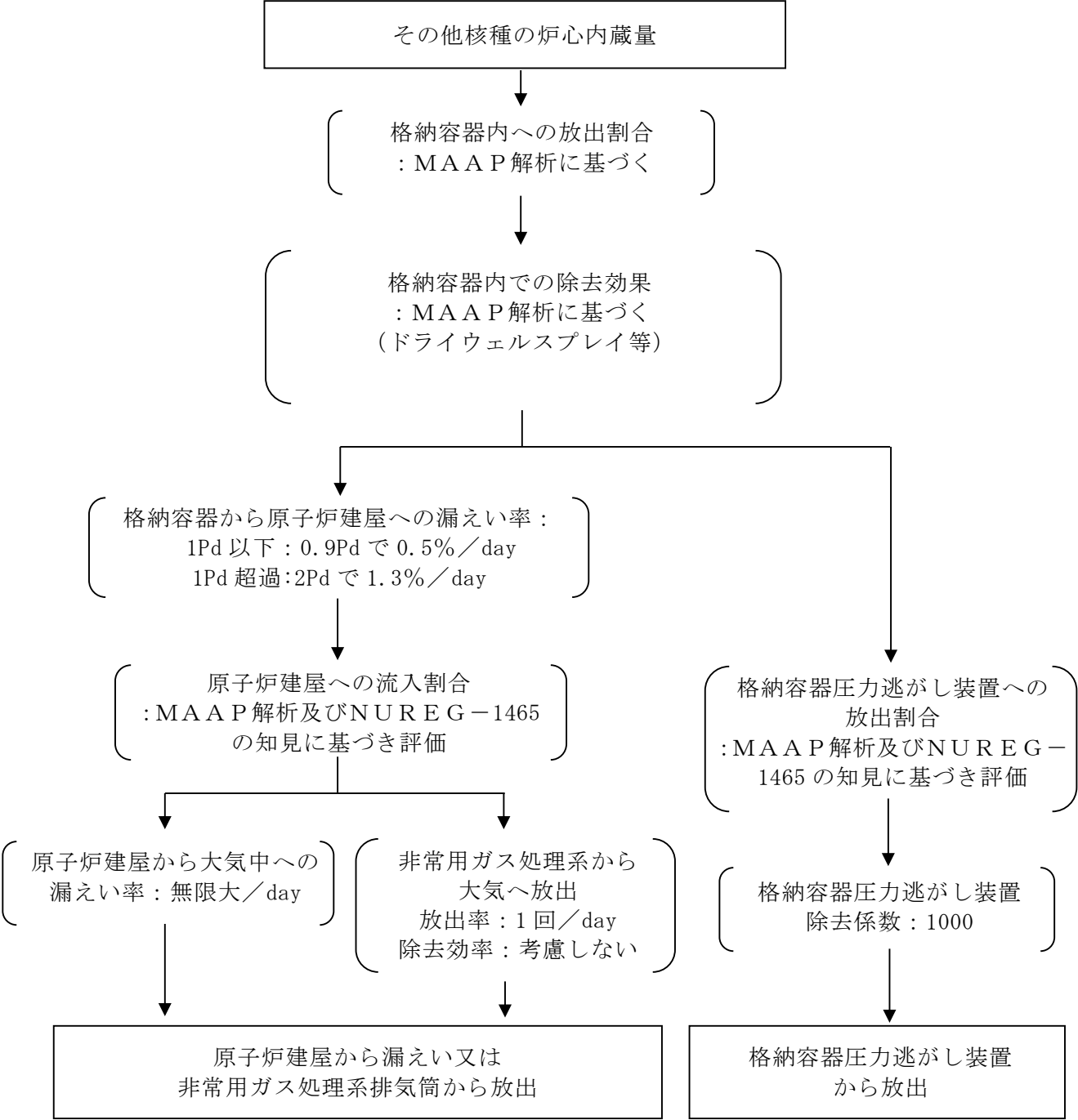
第 2 図 よう素の大気放出過程





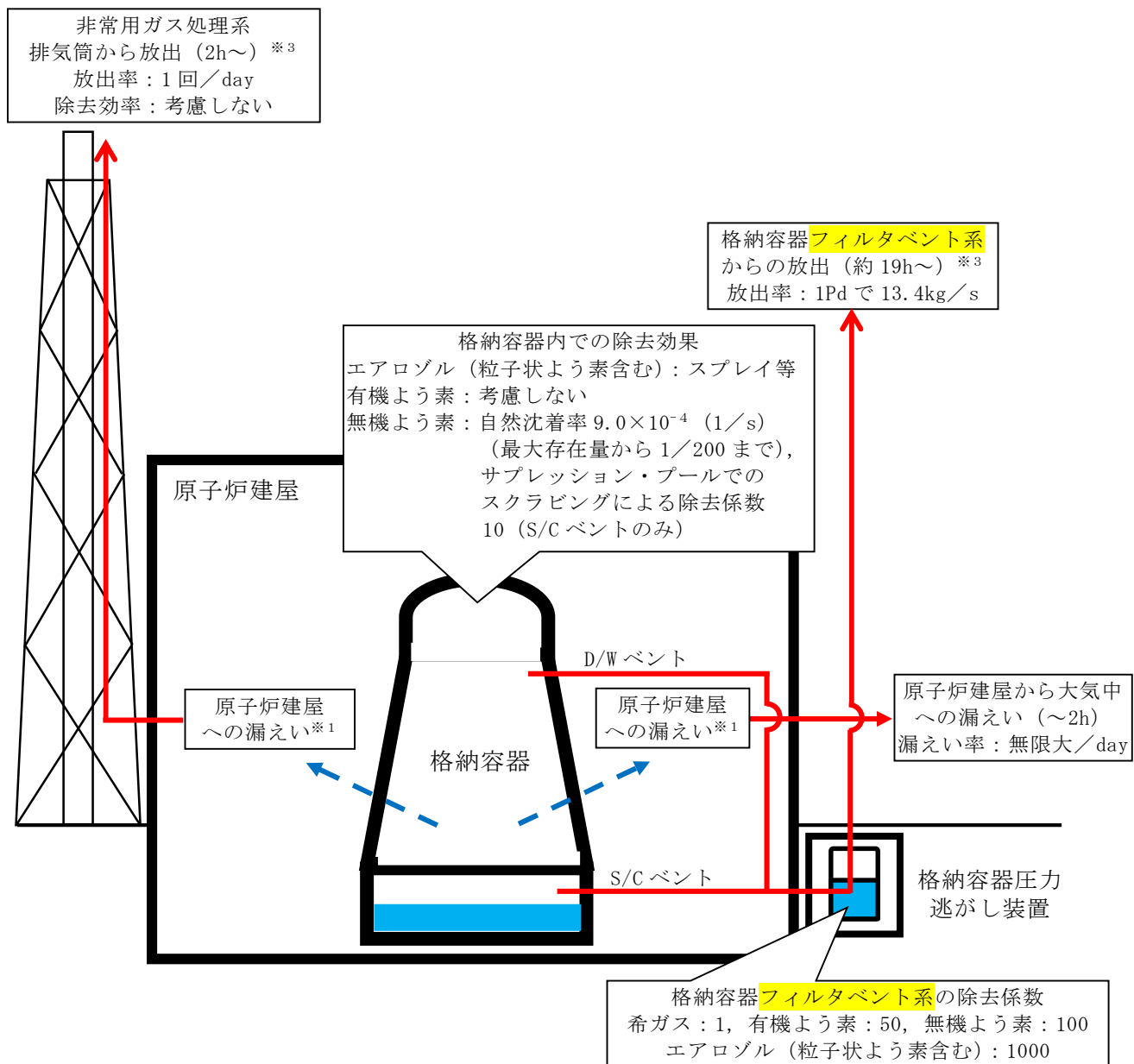
第 3 図セシウムの大気放出過程





第 4 図 その他核種の大気放出過程





※ 1 格納容器から原子炉建屋への漏えい率

【希ガス, エアロゾル (粒子状よう素含む), 有機よう素】

1Pd 以下：0.9Pd で 0.5%/day, 1Pd 超過：2Pd で 1.3%/day

【無機よう素】

1.5h 後～19.5h 後：1.3%/day (一定), 上記以外の期間：0.5%/day (一定)

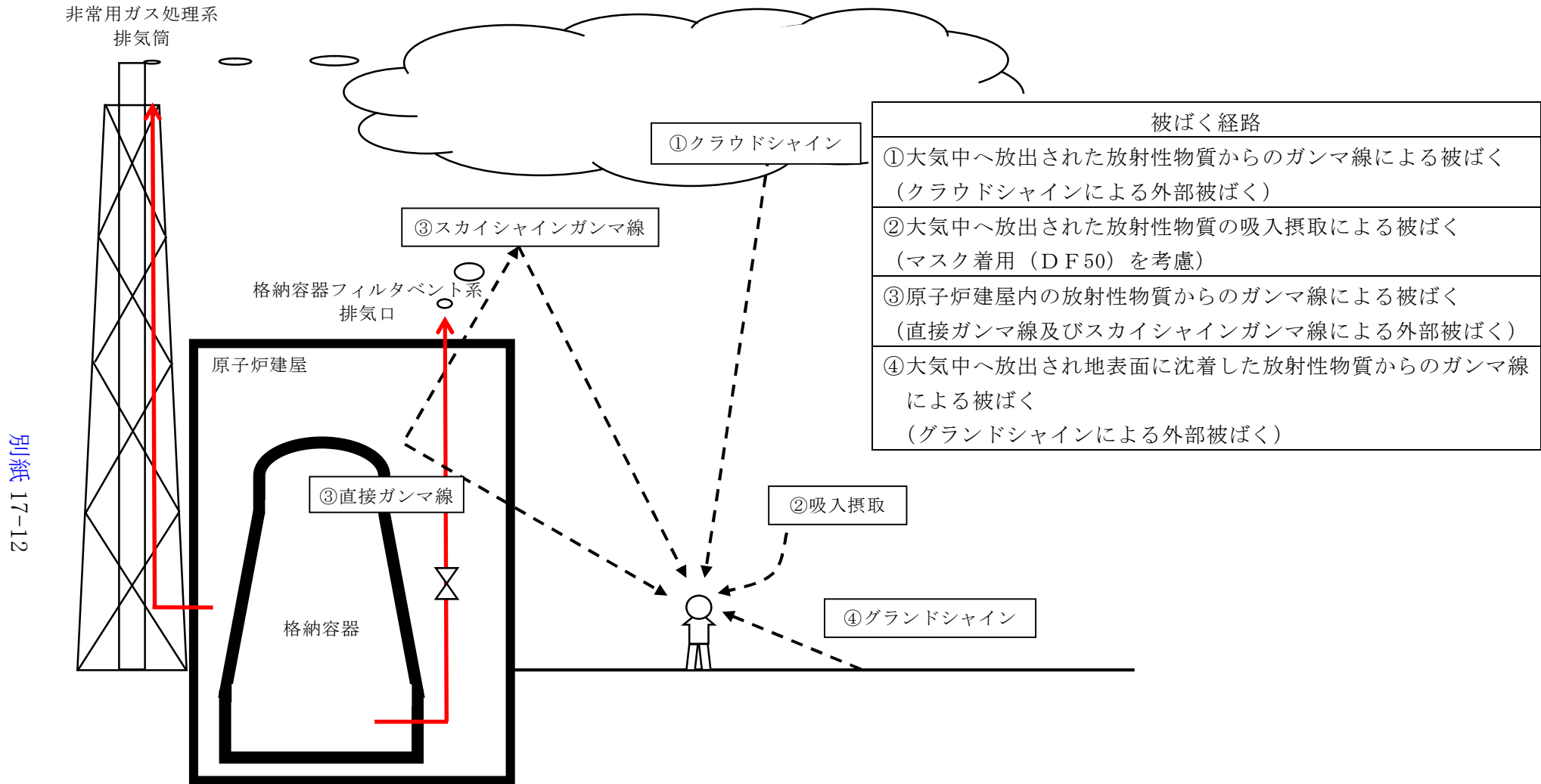
大気への放出経路	0h	2h※ <sup>2</sup>	19h※ <sup>3</sup>	168h
原子炉建屋から大気中への漏えい				
非常用ガス処理系排気筒から放出				
格納容器フィルタベント系からの放出				

※ 2 非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋内は負圧となるため, 事象発生 2h 以降は原子炉建屋から大気中への漏えいは無くなる。

※ 3 事象発生後 19h 以降は, 「非常用ガス処理系排気筒から放出」及び「格納容器フィルタベント系からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

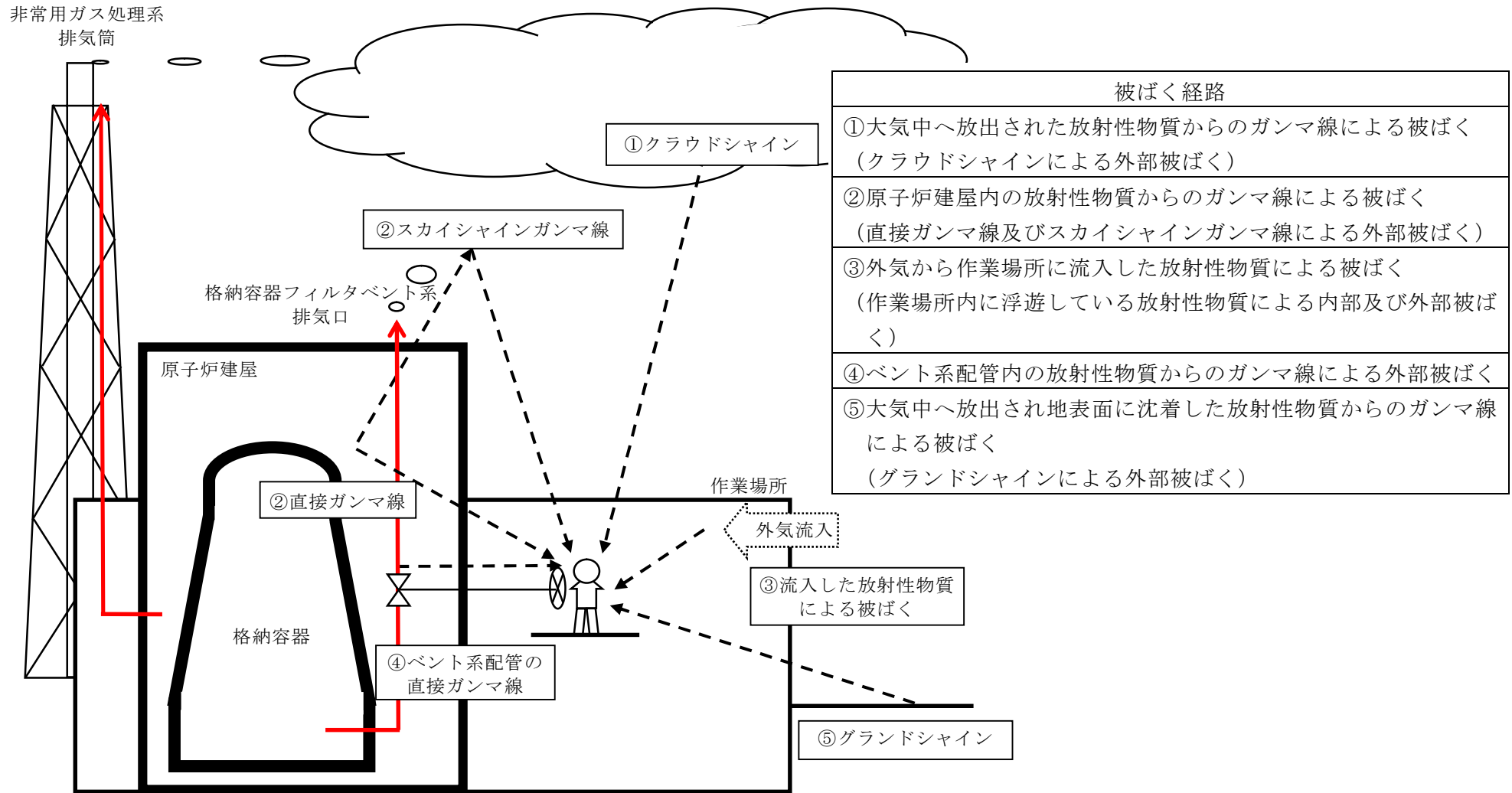
第 5 図 大気放出過程概略図 (イメージ)





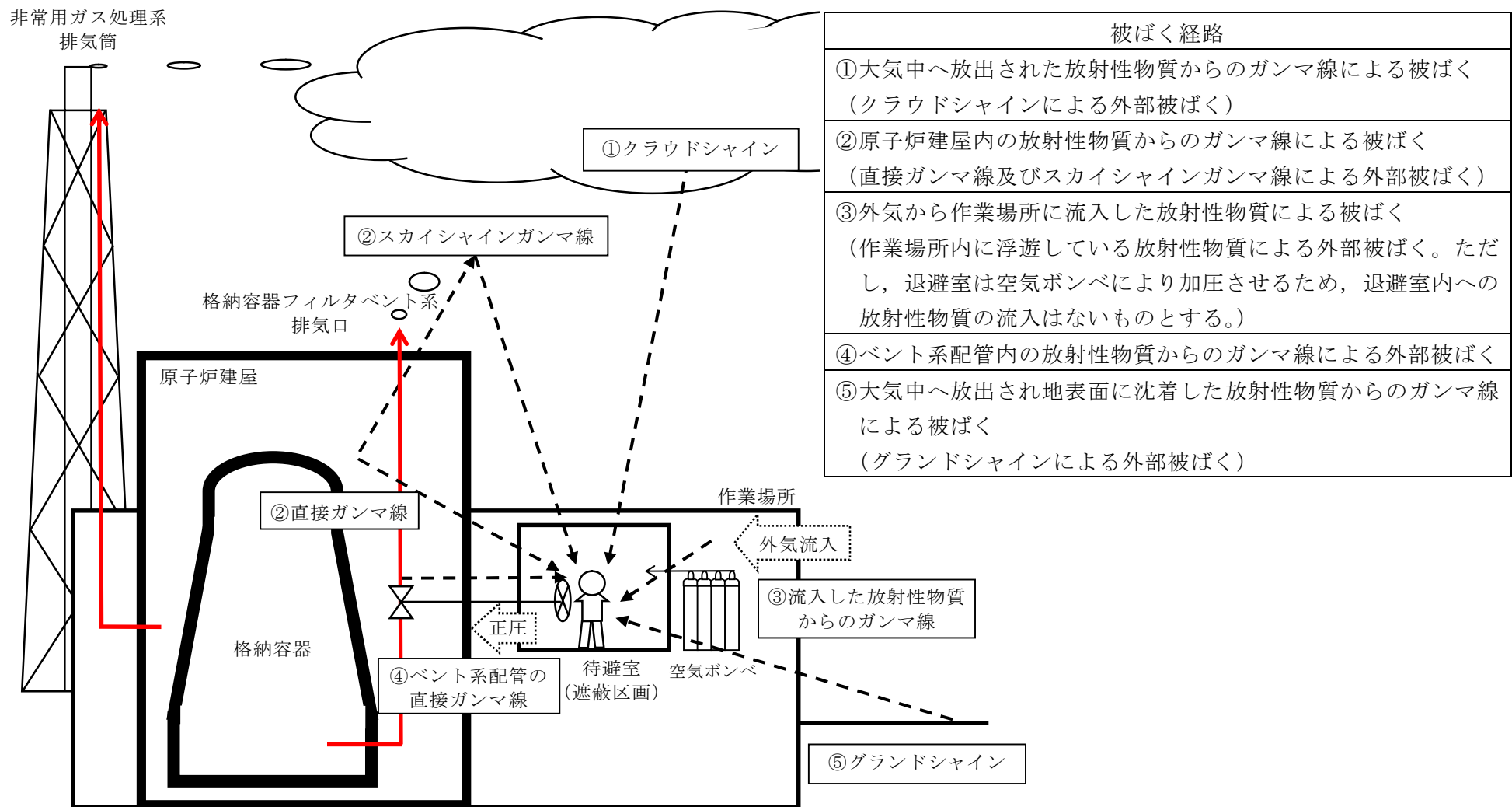
第 6 図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ (屋外移動時)





第7図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ（屋内移動時及び第一弁開操作時）





第 8 図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ (第二弁開操作時)



第 2 表 大気拡散評価条件

項 目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき評価
気象資料	東海第二発電所における 1 年間の気象資料（2005 年 4 月～2006 年 3 月） 地上風：地上 10m 排気筒風：地上 140m	格納容器フィルタベント系排気口及び原子炉建屋からの放出は地上風（地上 10m）の気象データを使用 非常用ガス処理系排気筒からの放出は排気筒風（地上 140m）の気象データを使用（補足 11 参照）
放出源及び放出源高さ（有効高さ）	原子炉建屋漏えい：地上 0m 格納容器フィルタベント系排気口からの放出：地上 55m 非常用ガス処理系排気筒からの放出：地上 95m	格納容器フィルタベント系排気口からの放出は建屋影響を考慮し原子炉建屋屋上からの放出と想定し設定 非常用ガス処理系排気筒からの放出は方位ごとの風洞実験結果のうち保守的に最低の方位の有効高さを設定
実効放出継続時間	1 時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定（補足 9 参照）
累積出現頻度	小さい方から 97%	気象指針に基づき設定
建屋の影響	考慮する	格納容器フィルタベント系排気口放出及び原子炉建屋漏えいにおいては放出源から近距離の原子炉建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定
大気拡散評価点	第 20 図参照	屋外移動時は敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は原子炉建屋付近の最大濃度点で設定 作業時は作業地点のある原子炉建屋外壁で設定
着目方位	非常用ガス処理系排気筒：1 方位 原子炉建屋及び格納容器フィルタベント系排気口：9 方位	非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）については評価点の方位とし、原子炉建屋漏えい及び格納容器フィルタベント系排気口については放出源が評価点に近いことから、180 度をカバーする方位を対象とする。
建屋影響	3000m <sup>2</sup>	原子炉建屋の最小投影断面積を設定
形状係数	0.5	気象指針に基づき設定



第 3 表 評価に使用する相対濃度 ( $\chi/Q$ ) 及び相対線量 ( $D/Q$ )

作業内容		放出箇所	$\chi/Q$ 及び $D/Q$	
第一弁 (S/C側) 開操作	屋内移動時/ 作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $8.0 \times 10^{-4}$
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $3.0 \times 10^{-6}$
第一弁 (D/W側) 開操作	屋内移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $8.0 \times 10^{-4}$
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $3.0 \times 10^{-6}$
	作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $7.4 \times 10^{-4}$
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $2.1 \times 10^{-6}$
			$D/Q$ (Gy/Bq)	約 $6.4 \times 10^{-20}$
第二弁 開操作	屋外移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $8.3 \times 10^{-4}$
		格納容器フィルタベント系 排気口 (建屋屋上放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $4.2 \times 10^{-4}$
			$D/Q$ (Gy/Bq)	約 $8.7 \times 10^{-19}$
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $3.0 \times 10^{-6}$
			$D/Q$ (Gy/Bq)	約 $1.2 \times 10^{-19}$
	屋内移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $8.0 \times 10^{-4}$
		格納容器フィルタベント系 排気口 (建屋屋上放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $4.0 \times 10^{-4}$
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $3.0 \times 10^{-6}$
	作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $7.4 \times 10^{-4}$
		格納容器フィルタベント系 排気口 (建屋屋上放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $3.7 \times 10^{-4}$
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $3.0 \times 10^{-6}$



第 4 表 建屋内に流入した放射性物質による外部被ばく評価条件

項 目	評価条件	選定理由
サブマージョンモデル (評価式)	$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot Q_Y \cdot \chi / Q \cdot E_Y \cdot (1 - e^{-\mu \cdot R}) \cdot 3600$	—
	D : 放射線量率 (Sv/h)	
	$Q_Y$ : 大気に放出された放射性物質放出率 (Bq/s) (0.5MeV 換算値)	
	$E_Y$ : ガンマ線エネルギー (0.5MeV/dis)	
	$\mu$ : 空気に対するガンマ線エネルギー吸収係数 ( $3.9 \times 10^{-3} / \text{m}$ )	
	R : 作業エリア等の空間体積と等価な半球の半径 (m) $R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_R}{2 \cdot \pi}}$	
	$V_R$ : 作業エリア等の空間体積 ( $\text{m}^3$ )	
作業場所等の空間体積 ( $V_R$ )	<p>&lt; S / Cからのベントを行う場合&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>第一弁           <ul style="list-style-type: none"> <li>操作場所 : <math>2,200\text{m}^3</math></li> <li>屋内移動アクセスルート : <math>2,200\text{m}^3</math></li> </ul> </li> <li>第二弁           <ul style="list-style-type: none"> <li>操作場所 : <math>590\text{m}^3</math></li> <li>屋内移動アクセスルート : <math>2,200\text{m}^3</math></li> </ul> </li> </ul> <p>&lt; D / Wからのベントを行う場合&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>第一弁           <ul style="list-style-type: none"> <li>屋外のため相対線量より評価</li> </ul> </li> <li>第二弁           <ul style="list-style-type: none"> <li>操作場所 : <math>590\text{m}^3</math></li> <li>屋内移動アクセスルート : <math>2,200\text{m}^3</math></li> </ul> </li> </ul>	アクセスルートとなる建屋内の区画で最も線量率が高くなる区画の空間体積で設定 操作エリアは作業区画の空間体積で設定
屋内作業場所流入率の考慮	考慮しない	保守的に外気濃度と同一濃度とする。
待避室の遮蔽及び空気ボンベ加圧考慮 (第二弁操作場所のみ)	待避室の遮蔽厚 : <input type="text"/> (コンクリート相当) 空気ボンベによる加圧時間 : ベント実施から 3 時間 ※格納容器フィルタベント系配管がある部分の遮蔽厚は <input type="text"/> (コンクリート相当)	第二弁操作場所にベント後 3 時間滞在する。



第 5 表 線量換算係数，呼吸率等

項 目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す)	ICRP Publication 71 に基づき設定
	$I-131 : 2.0 \times 10^{-8} \text{ Sv/Bq}$ $I-132 : 3.1 \times 10^{-10} \text{ Sv/Bq}$ $I-133 : 4.0 \times 10^{-9} \text{ Sv/Bq}$ $I-134 : 1.5 \times 10^{-10} \text{ Sv/Bq}$ $I-135 : 9.2 \times 10^{-10} \text{ Sv/Bq}$ $Cs-134 : 2.0 \times 10^{-8} \text{ Sv/Bq}$ $Cs-136 : 2.8 \times 10^{-9} \text{ Sv/Bq}$ $Cs-137 : 3.9 \times 10^{-8} \text{ Sv/Bq}$	
	上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	
呼吸率	$1.2 \text{ m}^3/\text{h}$	成人活動時の呼吸率 を設定
マスクの 除染係数	D F 50	性能上期待できる値 から設定
地表面への 沈着速度	粒子状物質： $0.5 \text{ cm/s}$ 無機よう素： $0.5 \text{ cm/s}$ 有機よう素： $1.7 \times 10^{-3} \text{ cm/s}$	東海第二発電所の実 気象から求めた沈着 速度から保守的に設 定（補足 6～補足 8 参照）



第 6 表 格納容器フィルタベント系配管からの直接ガンマ線

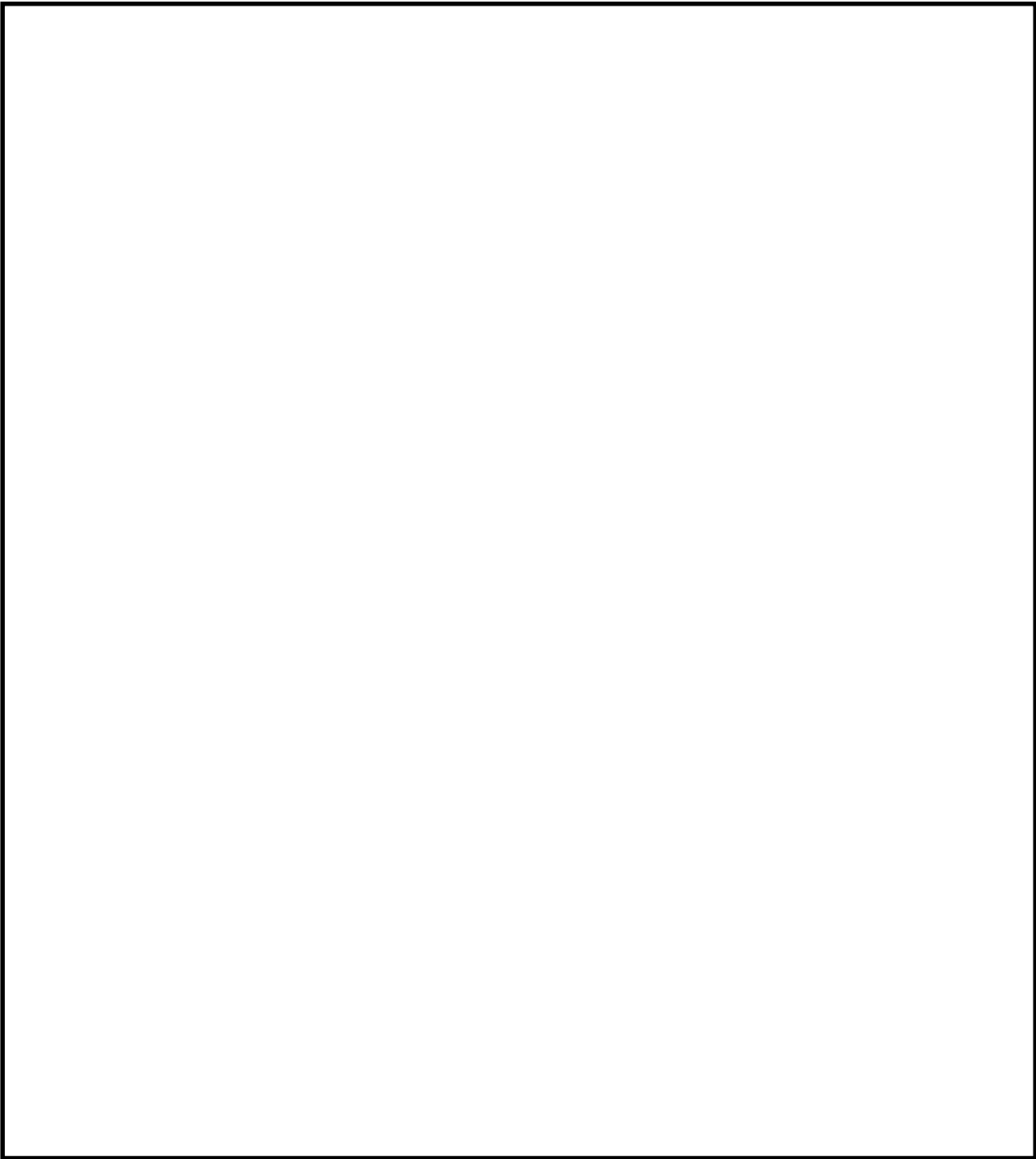
項 目		評価条件		選定理由
遮蔽厚さ※	第一弁 (S/C側)	作業場所	150 cm	ベント操作エリアにおける原子炉建屋壁，補助遮蔽設備等を考慮 (第 9 図～第 19 図参照)
		移動ルート	90 cm	
	第一弁 (D/W側)	作業場所	60 cm	
		移動ルート	60 cm	
	第二弁	作業場所	120 cm	
		移動ルート	120 cm	
配管中心から評価点までの距離	第一弁 (S/C側)	作業場所	約 3.0m	—
		移動ルート	約 10.9m	
	第一弁 (D/W側)	作業場所	約 11.6m	
		移動ルート	約 11.6m	
	第二弁	作業場所	約 1.4m	
		移動ルート	約 1.4m	

※遮蔽厚はコンクリート相当の厚さとする。

第 7 表 原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線

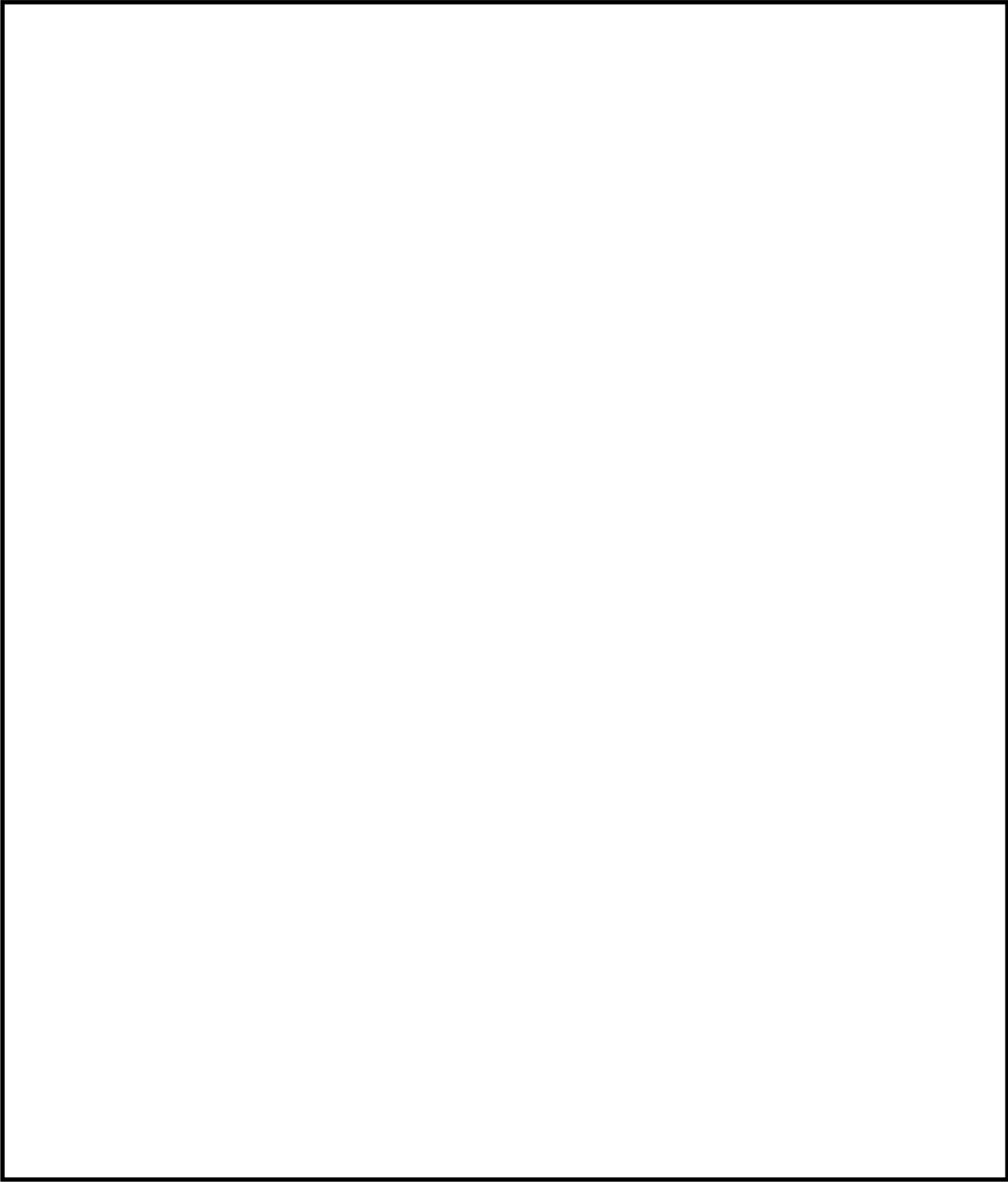
項 目	評価条件	選定理由
原子炉建屋内線源強度分布	原子炉建屋内に放出された放射性物質が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定
原子炉建屋のモデル	原子炉建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁を遮蔽体として考慮
直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード	直接ガンマ線評価： QAD-CGP2R スカイシャインガンマ線評価： ANISN G33-GP2R	現行許認可（添十）に同じ





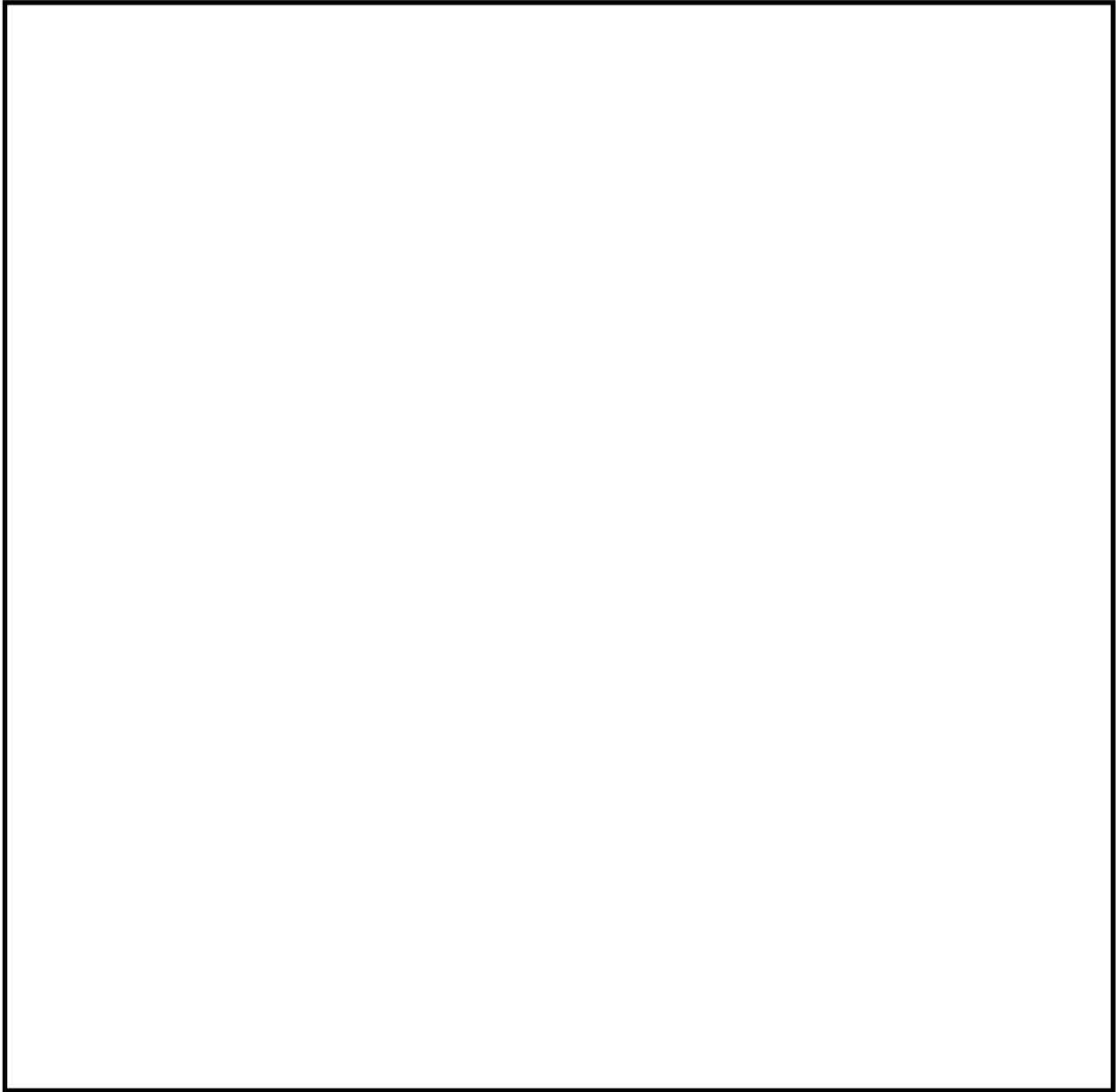
第9図 第一弁（S／C側）操作場所及びアクセスルート





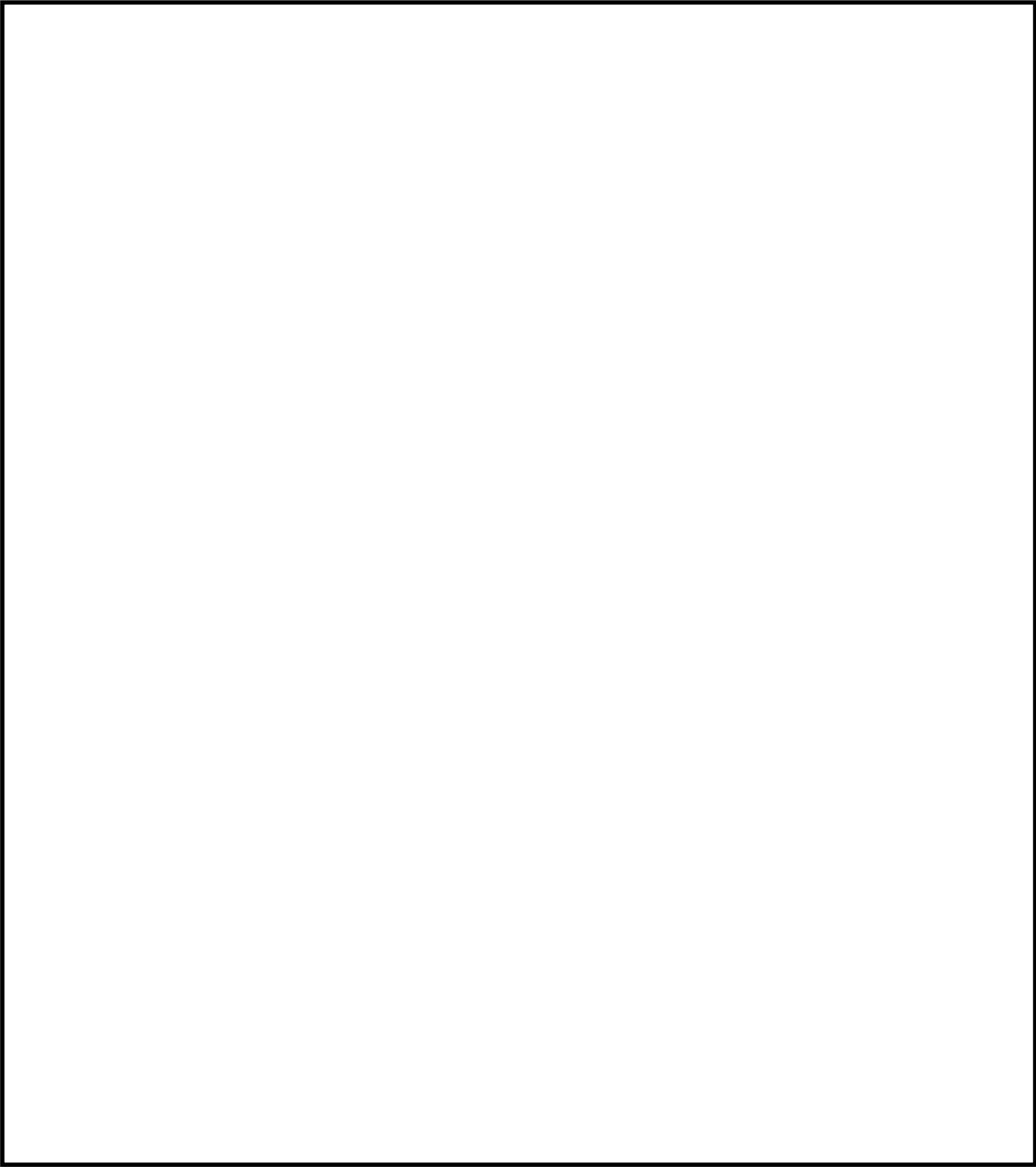
第10図 第一弁（S／C側）操作場所及びアクセスルート





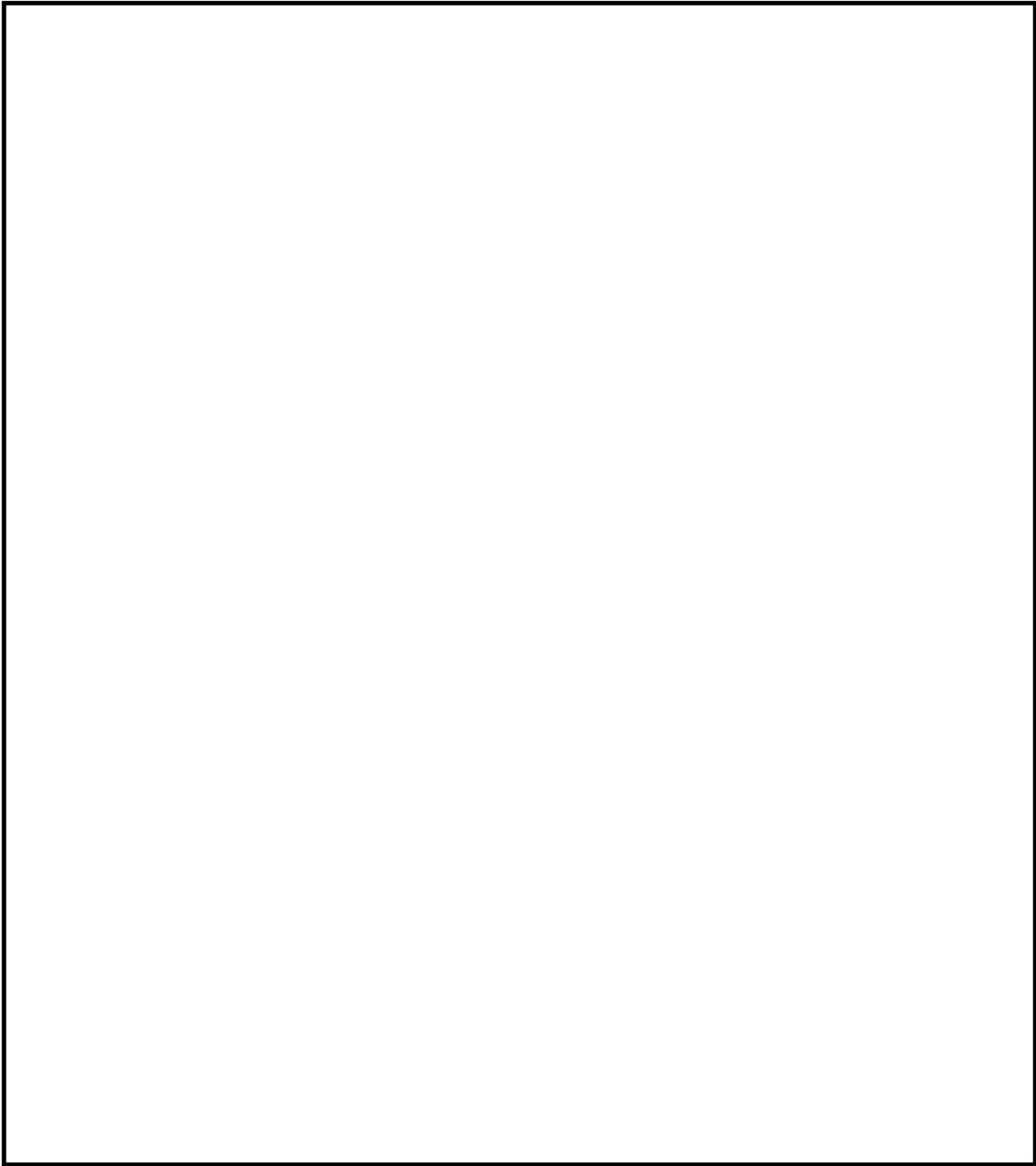
第11図 第一弁（S／C側）操作場所及びアクセスルート





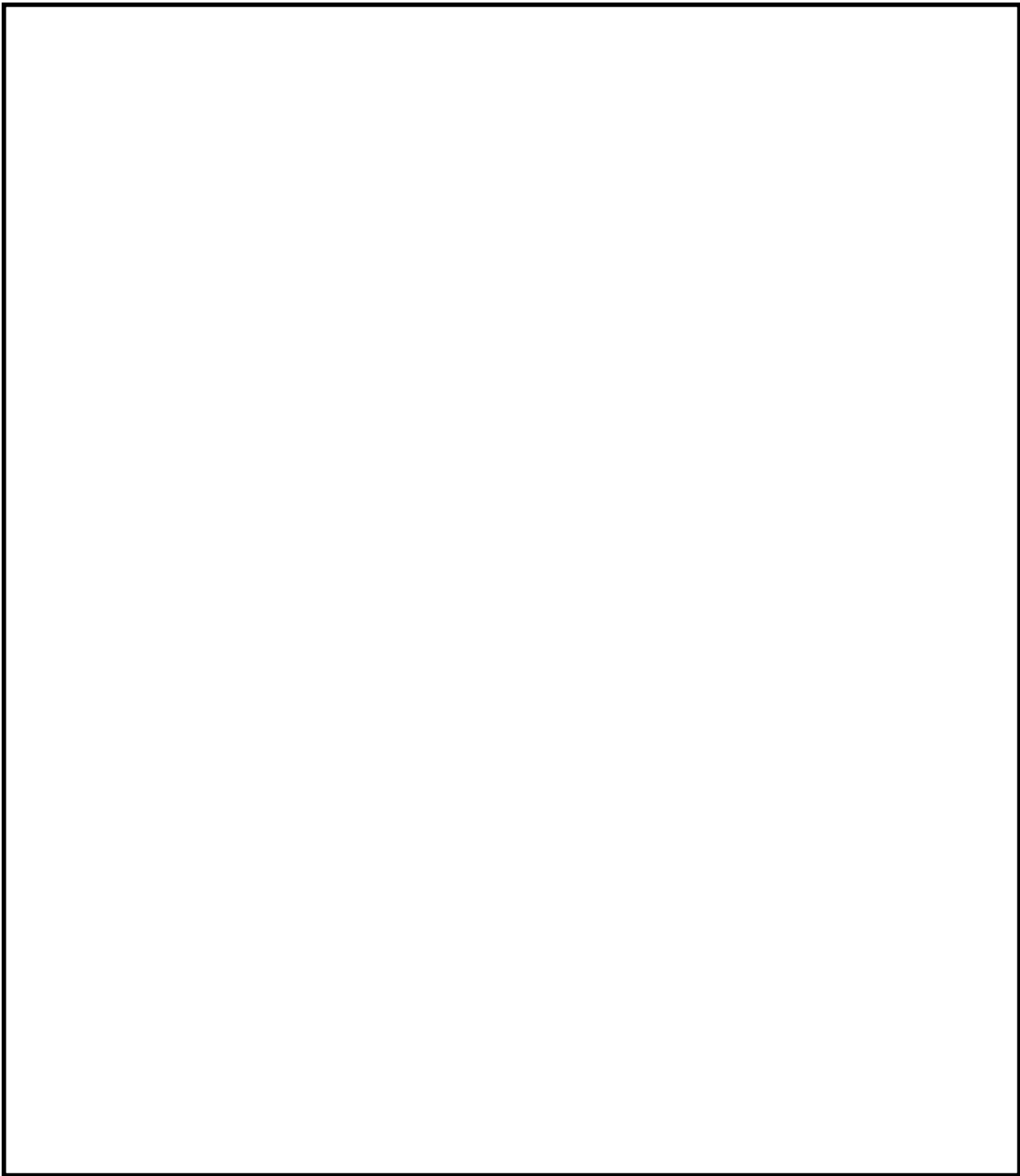
第12図 第一弁（D／W側）操作場所及びアクセスルート





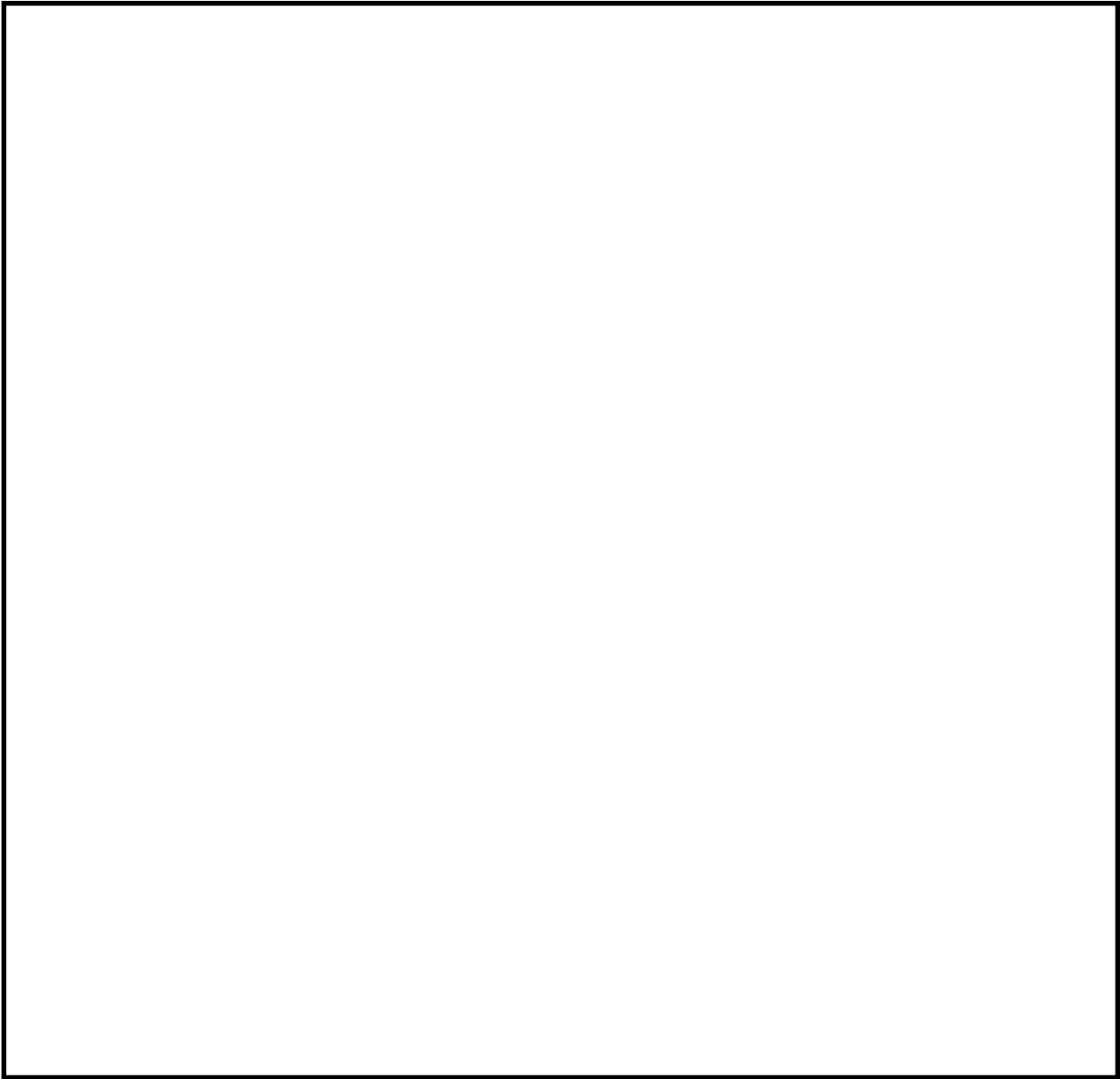
第13図 第一弁（D／W側）操作場所及びアクセスルート





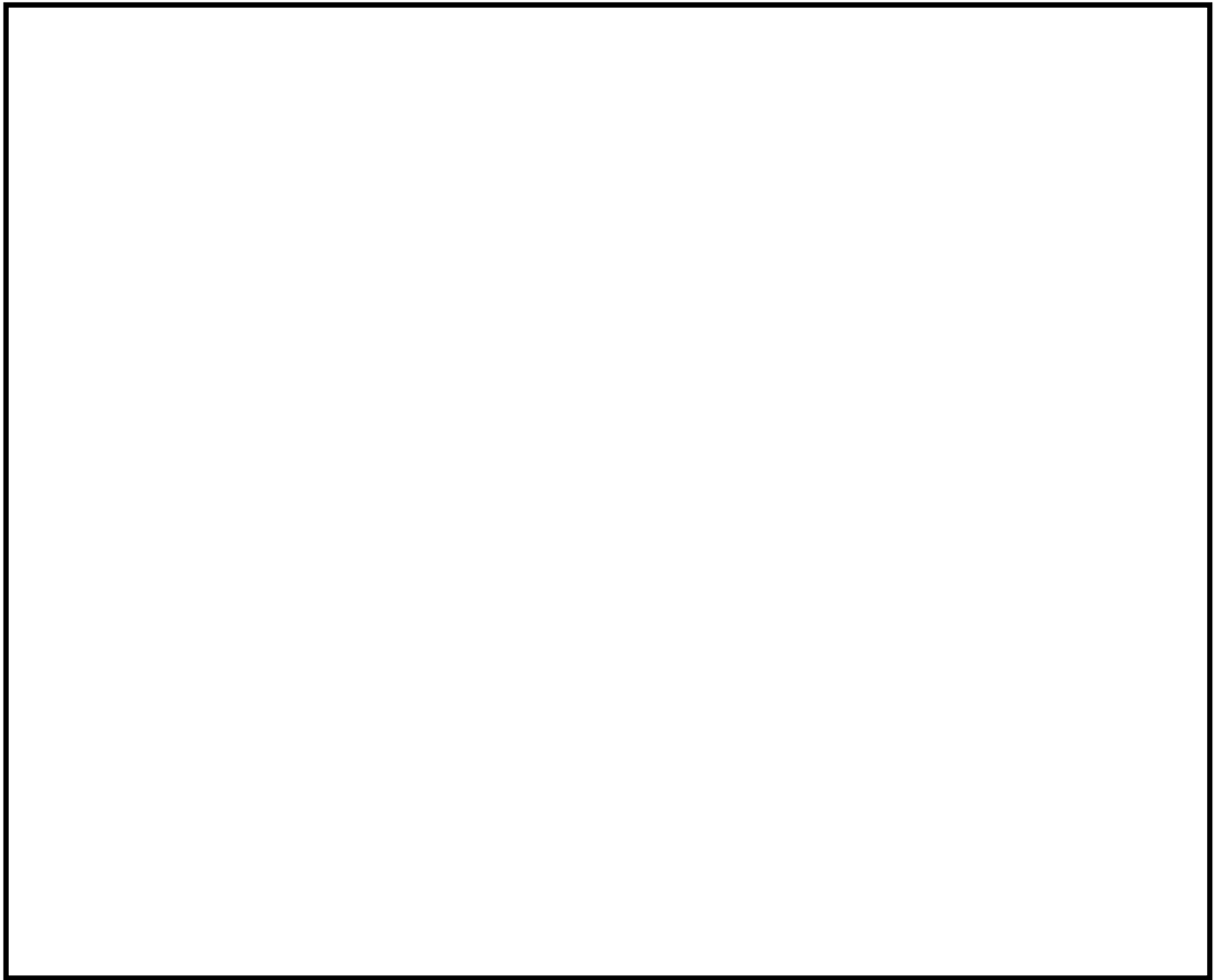
第14図 第一弁（D／W側）操作場所及びアクセスルート





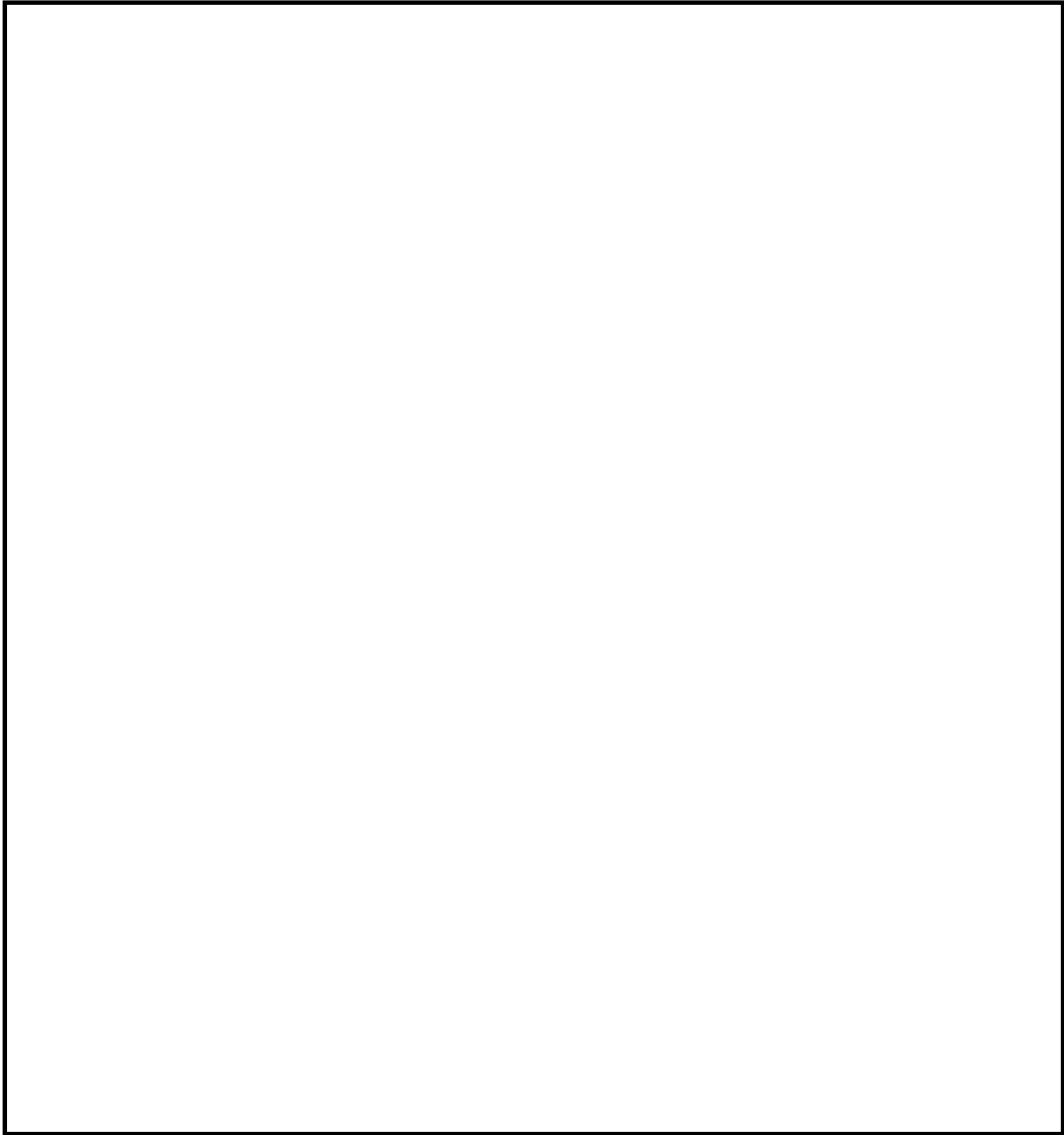
第15図 第一弁（D／W側）操作場所及びアクセスルート





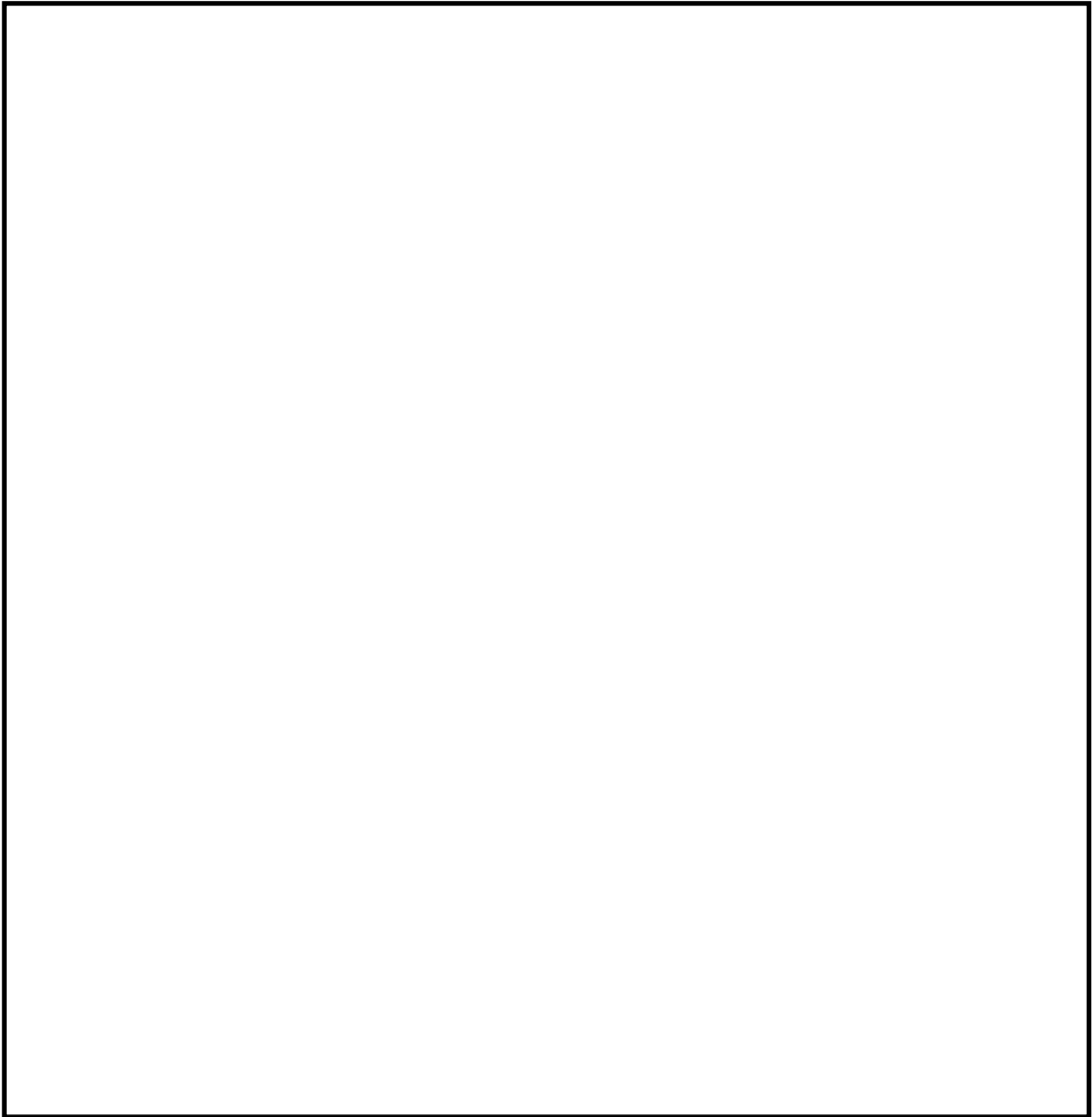
第16図 第二弁操作場所及びアクセスルート（屋外移動）





第17図 第二弁操作場所及びアクセスルート





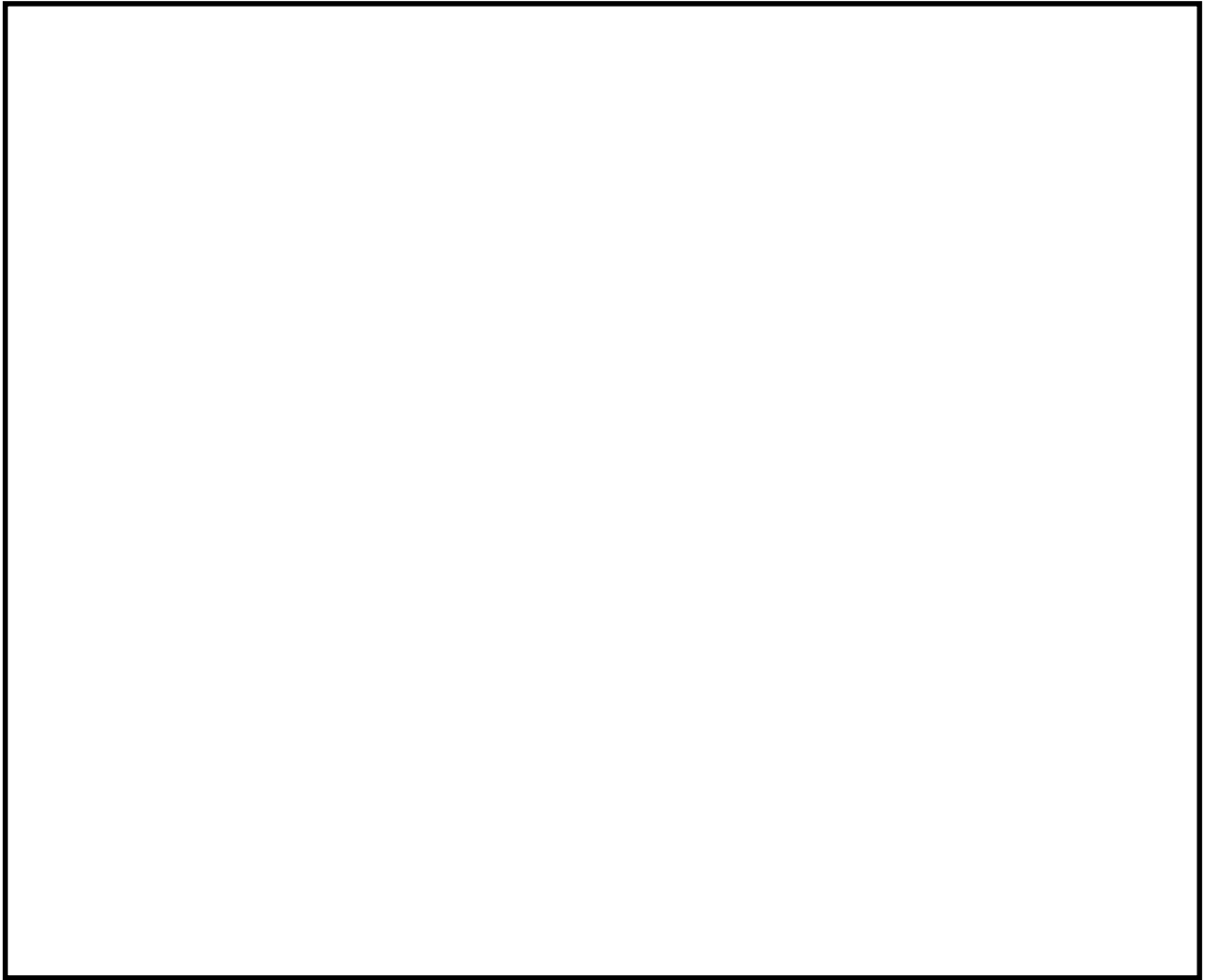
第18図 第二弁操作場所及びアクセスルート





第19図 第二弁操作場所及びアクセスルート





第 20 図 大気中に放出された放射性物質の濃度評価点



第 8 表 第一弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量

(単位：mSv/h)

被ばく経路		第一弁（S／C側）開操作		第一弁（D／W側）開操作	
		ベント操作時	屋内移動時 （中央制御室⇔作業場所）	ベント操作時	屋内／屋外移動時 （中央制御室⇔作業場所）
原子炉建屋内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく		約 $1.9 \times 10^0$	約 $2.7 \times 10^0$	約 $4.2 \times 10^0$	約 $4.2 \times 10^0$
大気中へ放出された 放射性物質による被ばく	外部被ばく	屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される		約 $2.6 \times 10^{-2}$	約 $2.6 \times 10^{-2}$
	内部被ばく			$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下
外気から作業場所内へ流入 した放射性物質による被ばく	外部被ばく	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	大気中へ放出された放射性物質の 影響に包絡される	
	内部被ばく	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下		
ベント系配管内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく		$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $5.7 \times 10^{-2}$ （復路のみ）	約 $2.4 \times 10^{-1}$	約 $2.4 \times 10^{-1}$ （復路のみ）
大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのガンマ線による被ばく		約 $1.3 \times 10^{-2}$	約 $1.2 \times 10^1$	約 $1.1 \times 10^1$	約 $1.2 \times 10^1$
作業線量率		約 $1.9 \times 10^0$	約 $1.4 \times 10^1$	約 $1.5 \times 10^1$	約 $1.6 \times 10^1$
作業時間及び移動時間		90分	70分（往復）	90分	100分（往復）
作業員の実効線量（作業時及び移動時）		約 $2.8 \times 10^0$ mSv	約 $1.7 \times 10^1$ mSv	約 $2.3 \times 10^1$ mSv	約 $2.7 \times 10^1$ mSv
作業員の实効線量（合計）		約 $2.0 \times 10^1$ mSv		約 $5.0 \times 10^1$ mSv	

※第一弁開操作はフィルタベント実施前に行う。  
 ※移動ルートは中央制御室から作業場所であり屋内移動のみである。



第 9 表 第二弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量（S／Cからのベント操作の場合）

（単位：mSv／h）

被ばく経路		第二弁開操作時 （ベント実施時）			待機時	屋内移動時 （原子炉建屋入口⇄ 作業場所）		屋外移動時 （緊急時対策所⇄ 原子炉建屋入口）	
		ベント開始～ 1時間	1時間～ 2時間	2時間～ 3時間	ベント 実施前	ベント 実施前	ベント 実施後	ベント 実施前	ベント 実施後
原子炉建屋内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく		$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $2.2 \times 10^0$	約 $2.2 \times 10^0$	約 $1.7 \times 10^0$	約 $1.7 \times 10^0$
大気中へ放出された放射 性物質による被ばく	外部被ばく	屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される			屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される			約 $4.8 \times 10^{-2}$	約 $1.1 \times 10^{-1}$
	内部被ばく							$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $2.7 \times 10^{-2}$
外気から作業場所内へ 流入した放射性物質 による被ばく	外部被ばく	約 $3.6 \times 10^0$	約 $4.4 \times 10^{-2}$	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $4.1 \times 10^{-2}$	屋外のため対象外	
	内部被ばく	正圧化により流入なし			$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $2.7 \times 10^{-2}$		
ベント系配管内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく		約 $2.6 \times 10^{-1}$	約 $2.6 \times 10^{-1}$	約 $2.6 \times 10^{-1}$	約 $7.7 \times 10^{-2}$	約 $7.7 \times 10^{-2}$	約 $1.7 \times 10^{-1}$	屋外のため対象外	
大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのガンマ線による被ばく		約 $1.7 \times 10^{-2}$	約 $1.7 \times 10^{-2}$	約 $1.7 \times 10^{-2}$	約 $1.3 \times 10^{-2}$	約 $1.2 \times 10^1$	約 $1.2 \times 10^1$	約 $1.2 \times 10^1$	約 $1.2 \times 10^1$
作業線量率		約 $3.8 \times 10^0$	約 $3.3 \times 10^{-1}$	約 $2.8 \times 10^{-1}$	約 $1.1 \times 10^{-1}$	約 $1.4 \times 10^1$	約 $1.4 \times 10^1$	約 $1.4 \times 10^1$	約 $1.4 \times 10^1$
作業時間及び移動時間		60分	60分	60分	140分	10分（往路）	10分（復路）	35分（往路）	35分（復路）
作業員の実効線量（作業時及び移動時）		約 $3.8 \times 10^0$ mSv	約 $3.3 \times 10^{-1}$ mSv	約 $2.8 \times 10^{-1}$ mSv	約 $2.6 \times 10^{-1}$ mSv	約 $2.3 \times 10^0$ mSv	約 $2.3 \times 10^0$ mSv	約 $8.1 \times 10^0$ mSv	約 $8.1 \times 10^0$ mSv
作業員の実効線量（合計）		約 $2.5 \times 10^1$ mSv							



第 10 表 第二弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量（D／Wからのベント操作の場合）

（単位：mSv／h）

被ばく経路		第二弁開操作時 （ベント実施時）			待機時	屋内移動時 （原子炉建屋入口⇔ 作業場所）		屋外移動時 （緊急時対策所⇔ 原子炉建屋入口）	
		ベント開始～ 1時間	1時間～ 2時間	2時間～ 3時間	ベント 実施前	ベント 実施前	ベント 実施後	ベント 実施前	ベント 実施後
原子炉建屋内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく		$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $2.3 \times 10^0$	約 $2.3 \times 10^0$	約 $1.7 \times 10^0$	約 $1.7 \times 10^0$
大気中へ放出された放射 性物質による被ばく	外部被ばく	屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される			屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される			約 $4.8 \times 10^{-2}$	約 $1.5 \times 10^1$
	内部被ばく							$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $1.3 \times 10^0$
外気から作業場所内へ 流入した放射性物質 による被ばく	外部被ばく	約 $3.1 \times 10^0$	約 $2.6 \times 10^{-1}$	約 $6.0 \times 10^{-2}$	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $8.3 \times 10^0$	屋外のため対象外	
	内部被ばく	正圧化により流入なし			$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $1.3 \times 10^0$		
ベント系配管内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく		約 $2.9 \times 10^{-1}$	約 $2.9 \times 10^{-1}$	約 $2.9 \times 10^{-1}$	約 $1.8 \times 10^{-2}$	約 $1.8 \times 10^{-2}$	約 $1.9 \times 10^{-1}$	屋外のため対象外	
大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのガンマ線による被ばく		約 $2.3 \times 10^{-2}$	約 $2.3 \times 10^{-2}$	約 $2.3 \times 10^{-2}$	約 $1.3 \times 10^{-2}$	約 $1.2 \times 10^1$	約 $1.6 \times 10^1$	約 $1.2 \times 10^1$	約 $1.6 \times 10^1$
作業線量率		約 $3.4 \times 10^0$	約 $5.8 \times 10^{-1}$	約 $3.8 \times 10^{-1}$	約 $5.2 \times 10^{-2}$	約 $1.4 \times 10^1$	約 $2.8 \times 10^1$	約 $1.4 \times 10^1$	約 $3.4 \times 10^1$
作業時間及び移動時間		60分	60分	60分	140分	10分（往路）	10分（復路）	35分（往路）	35分（復路）
作業員の実効線量（作業時及び移動時）		約 $3.4 \times 10^0$ mSv	約 $5.8 \times 10^{-1}$ mSv	約 $3.8 \times 10^{-1}$ mSv	約 $1.2 \times 10^{-1}$ mSv	約 $2.3 \times 10^0$ mSv	約 $4.6 \times 10^0$ mSv	約 $8.1 \times 10^0$ mSv	約 $2.0 \times 10^1$ mSv
作業員の実効線量（合計）		約 $4.0 \times 10^1$ mSv							



## 補足 1 格納容器漏えい率の設定について

格納容器からの原子炉建屋への漏えい率は、M A A P 内で模擬した漏えい孔の等価漏えい面積及び原子炉格納容器の圧力に応じて設定している。

模擬する漏えい孔の等価漏えい面積は、以下に示す格納容器圧力が最高使用圧力（310kPa[gage]（1Pd））以下の場合と最高使用圧力を超過した後の場合の 2 種類を設定する。

ただし、M A A P 解析においては、よう素の化学組成について考慮されておらず、全て粒子状よう素として扱われることから、無機よう素及び有機よう素の格納容器漏えい率は別途設定する。

### 1. 格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合

格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合、設計漏えい率（0.9Pd で 0.5%/day）を基に算出した等価漏えい面積（約  $3 \times 10^{-6} \text{m}^2$ ）を設定し、M A A P 内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

### 2. 格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合

格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合、2Pd で漏えい率 1.3%/day となる等価漏えい面積（約  $7 \times 10^{-6} \text{m}^2$ ）を設定し、1. と同様に M A A P 内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

2Pd における漏えい率 1.3%/day は、以下の A E C の評価式、G E の評価式及び定常流の式によって評価した漏えい率の結果を包絡する値として設定した。これらの式は、設計基準事故の原子炉冷却材喪失事象において格納容器漏えい率の評価に用いている理論式<sup>\*1</sup>である。格納容器内圧力（2Pd）及び温度（200℃）までは、事故後 7 日間に渡り、格納容器本体並びに開口部及び



貫通部の健全性が確保されていることを確認していることから、これらの理論式を用いて格納容器内圧力（2Pd）及び温度（200℃）における漏えい率を設定することは可能と判断した。

○A E C の評価式

$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}}$$

$L$	事故時の格納容器漏えい率（2Pd）	【1.28%/day】
$L_0$	設計漏えい率（0.9Pd）	【0.5%/day】
$P_t$	事故時の格納容器内圧力（2Pd）	【721kPa[abs]】
$P_d$	設計圧力（0.9Pd）	【380kPa[abs]】
$P_a$	格納容器外の圧力（大気圧）	【101.325kPa[abs]】
$R_t$	事故時の気体定数 <sup>※2</sup>	【523.7J/Kg・K】
$R_d$	空気の気体定数	【287J/Kg・K】
$T_t$	事故時の格納容器内温度（200℃）	【473.15K】
$T_d$	設計格納容器内温度（20℃）	【293.15K】



○GE の評価式 (General Electric 社の漏えいモデル式)

$$L = L_0 \sqrt{\frac{1 - \left(\frac{Pa}{Pt}\right)^2}{1 - \left(\frac{Pa}{Pd}\right)^2}}$$

L	: 事故時の格納容器漏えい率 (2Pd)	【0.51%/day】
L <sub>0</sub>	: 設計漏えい率 (0.9Pd)	【0.5%/day】
P <sub>t</sub>	: 事故時の格納容器内圧力 (2Pd)	【721kPa[abs]】
P <sub>d</sub>	: 設計圧力 (0.9Pd)	【380kPa[abs]】
P <sub>a</sub>	: 格納容器外の圧力 (大気圧)	【101.325kPa[abs]】

○定常流の式

$$L = L_0 \sqrt{\frac{\rho_d(P_t - P_a)}{\rho_t(P_d - P_a)}}$$

L	: 事故時の格納容器漏えい率 (2Pd)	【0.93%/day】
L <sub>0</sub>	: 設計漏えい率 (0.9Pd)	【0.5%/day】
ρ <sub>t</sub>	: 事故時の格納容器内気体の平均密度※ <sup>3</sup>	【2.9kg/m <sup>3</sup> 】
ρ <sub>d</sub>	: 設計温度・圧力における格納容器内気体の平均密度※ <sup>4</sup>	【4.5kg/m <sup>3</sup> 】
P <sub>t</sub>	: 事故時の格納容器内圧力 (2Pd)	【721kPa[abs]】
P <sub>d</sub>	: 設計圧力 (0.9Pd)	【380kPa[abs]】
P <sub>a</sub>	: 格納容器外の圧力 (大気圧)	【101.325kPa[abs]】

※1 「沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について (平成 16 年 1 月)」 (株式会社 日立製作所)



※ 2 事故時の気体定数  $R_t$  は、以下の式により算出した。

$$R_t [\text{J/kg} \cdot \text{K}] = \text{モル気体定数 } 8.314 [\text{J/K} \cdot \text{mol}] / \text{平均分子量 } M [\text{kg/mol}]$$

A E C の評価式より、事故時の気体定数が大きくなるほど漏えい率は高くなる。また、上記計算式より、事故時の気体定数は、平均分子量が小さくなるほど大きくなる。事故時の格納容器内は水素、窒素及び水蒸気で構成されるため、分子量の小さい水素の割合が増加するほど平均分子量は小さくなり、結果として事故時の気体定数は大きくなる。平均分子量の設定に当たり、水素、窒素及び水蒸気のガス組成を 34% : 33% : 33% とし、水素の割合（34%）は、有効性評価（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」）における水素発生量（約 700kg（内訳：ジルコニウム－水反応 約 324kg, アルミニウム／亜鉛の反応 約 246kg, 水の放射線分解 約 115kg））を包含した値であることから、保守的な設定であると考ええる。

※ 3 事故時の格納容器内気体の平均密度  $\rho_t$  は、以下の式により算出した。

$$\rho_t [\text{kg/m}^3] = \text{平均分子量 } M [\text{kg/mol}] \times \text{物質 } n [\text{mol}] / \text{格納容器体積 } V [\text{m}^3]$$

定常流の式より、事故時の格納容器内気体の平均密度が小さくなるほど漏えい率は大きくなる。また、上記計算式より、事故時の格納容器内気体の平均密度は、平均分子量が小さくなるほど小さくなる。平均分子量は※ 2 と同じであり、保守的な設定であると考ええる。

※ 4 設計温度・圧力における格納容器内気体の平均密度  $\rho_d$  は、以下の式により算出した。

$$\rho_d [\text{kg/m}^3] = \text{乾燥空気密度 (20℃) } 1.205 [\text{kg/m}^3] \times (P_d [\text{Pa}] / P_a [\text{Pa}])$$



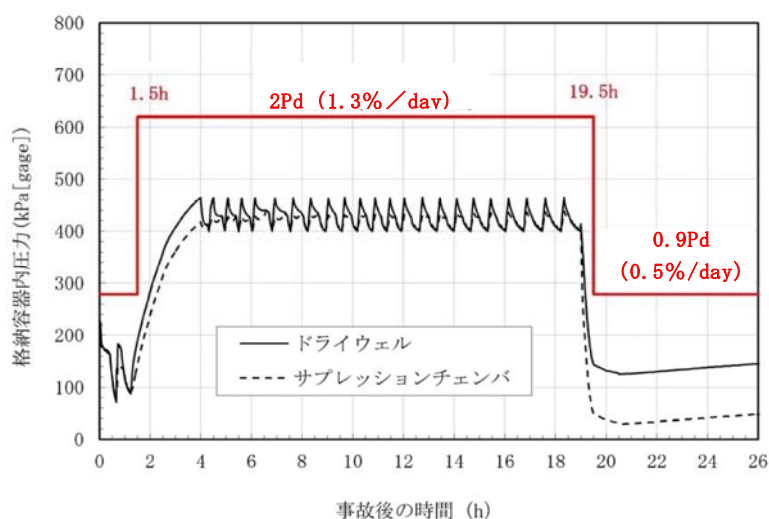
### 3. 無機よう素及び有機よう素の格納容器漏えい率

#### (1) 無機よう素

他の核種と同様に格納容器圧力に応じて漏えい率が変動すると考えるが、M A A P 解析において無機よう素を模擬していないため、M A A P 解析結果による格納容器圧力を基に漏えい率を設定する。

漏えい率の設定に当たっては、第 1 図のとおり M A A P 解析結果による格納容器圧力を包絡した格納容器圧力を設定し、その格納容器圧力に対する漏えい率を設定している。

このように設定した漏えい率は、0.9Pd 以下で 0.5%/day、0.9Pd 超過で 1.3%/day を一律に与えるものであり、M A A P 解析における漏えい率を包絡した保守的な設定であると考ええる。



第 1 図 格納容器圧力と漏えい率の時間変化  
(無機よう素の格納容器漏えい率の設定)



## (2) 有機よう素

有機よう素についても，無機よう素と同様の漏えい率の設定が可能であるが，有機よう素がガス状として振る舞うこと及び格納容器内での除去効果を受けない点で希ガスに類似していることから，MAAP解析における希ガスと同じ挙動を示すものとし，1. 及び 2. に基づき漏えい率を設定する。



## 補足 2 格納容器内での除去効果について

MAAPにおけるエアロゾルに対する格納容器内の除去効果として、沈着、サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイを考慮している。また、沈着については、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、核分裂生成物（FP）ガス凝縮/再蒸発で構成される。（「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」の「第5部 MAAP」（抜粋）参照）

「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」  
の「第5部 MAAP」（抜粋）

## (2) FPの状態変化・輸送モデル

高温燃料から出た希ガス以外のFPは雰囲気温度に依存して凝固し、エアロゾルへ変化する。気相及び液相中のFPの輸送においては、熱水力計算から求まる体積流量からFP輸送量を計算する。FPがガス状とエアロゾル状の場合は、気体の流れに乗って、原子炉圧力容器内と原子炉格納容器内の各部に輸送される。水プール上に沈着したFPの場合は、区画内の水の領域間の移動に伴って輸送される。また、炉心あるいは溶融炉心中のFPの場合は、溶融炉心の移動量に基づいて輸送される。

FPの輸送モデルは上述の仮定に基づいており、炉心燃料から放出されてから原子炉格納容器に到達する経路としては、次のとおりである。燃料から原子炉圧力容器内に放出されたFPは、原子炉圧力容器破損前にはLOCA破損口あるいは逃がし安全弁から原子炉格納容器へ放出される。また、原子炉圧力容器破損後には原子炉圧



力容器破損口もしくは格納容器下部に落下した熔融炉心から FP が原子炉格納容器へ放出される。逃がし安全弁を通じて放出された FP はスクラビングによってサブレーション・チェンバ液相部へ移行する。原子炉格納容器の気相部へ放出された FP は、気体の流れに伴って原子炉格納容器内を移行する。

原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内での気体、エアロゾル及び構造物表面上（沈着）の状態間の遷移を模擬している。原子炉格納容器内の FP 輸送モデル概要を図 3.3-15 に示す。

エアロゾルの沈着の種類としては、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、FP ガス凝縮、FP ガス再蒸発を模擬している。なお、沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない。

重力沈降は、Stokes の重力沈降式と Smoluchowski 方程式（エアロゾルの粒径分布に対する保存式）の解から得られる無次元相関式を用いて、浮遊するエアロゾル質量濃度から沈着率を求める。なお、Smoluchowski 方程式を無次元相関式としているのは解析時間短縮のためであり、この相関式を使用した MAAP のモデルは様々な実験データと比較して検証が行われている。

拡散泳動による沈着は、水蒸気凝縮により生じる Stefan 流（壁面へ向かう流体力学的気流）のみを考慮して沈着率を求める。

熱泳動による沈着は、Epstein のモデルを用い、沈着面での温度勾配による沈着速度及び沈着率を求める。

慣性衝突による沈着は、原子炉格納容器内でのみ考慮され、流れの中にある構造物に、流線から外れたエアロゾルが衝突するものと仮定し、沈着率は重力沈降の場合と同様に Smoluchowski 方程式の解から得られる無次元相関式を用いて求める。

FP ガスの凝縮は、FP ガスの構造物表面への凝縮であり、雰囲気中の気体状 FP 圧力が FP 飽和蒸気圧を超えると構造物表面への凝縮を計算する。

FP ガスの再蒸発は、凝縮と逆であり、気体状 FP の圧力が FP の飽和蒸気圧を下回ると、蒸発が起これと仮定している。

エアロゾルのプール水によるスクラビング現象による除去効果の取り扱いに関しては、スクラビングによる除染係数(DF)を設定し、エアロゾル除去効果が計算される。DF の値は、クエンチャ、垂直ベント、水平ベントの 3 つの種類のスクラビング機器に対し、詳細コード SUPRA<sup>®</sup>を用いて、圧力、プール水深、キャリアガス中の水蒸気質量割合、プール水のサブクール度及びエアロゾル粒子径をパラメータとして評価した結果を内蔵しており、これらのデータから求める。

また、格納容器スプレイによる FP 除去も模擬しており、スプレイ液滴とエアロゾルとの衝突による除去率を衝突効率、スプレイの液滴径、流量及び落下高さから計算する。



## 補足 3 格納容器内における無機よう素の自然沈着効果について

## 1. 無機よう素の自然沈着率の設定

格納容器内での無機よう素の除去効果として、自然沈着率  $9.0 \times 10^{-4}$  (1/s) (格納容器内の最大存在量から 1/200 まで) を用いている。以下に、自然沈着率の算出に関する概要を示す。

格納容器内における無機よう素の自然沈着について、財団法人原子力発電技術機構（以下「NUPEC」という。）による検討「平成 9 年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成 10 年 3 月）」において、CSE (Containment Systems Experiment) A6 実験に基づく値が示されている。

格納容器内での無機よう素の自然沈着率を  $\lambda_d$  ( $\mu\text{g}/\text{m}^3$ ) とすると、格納容器内における無機よう素濃度  $\rho$  の濃度変化 (1/s) は式 1 で表され、自然沈着率  $\lambda_d$  は時刻  $t_0$  における無機よう素濃度  $\rho_0$  と時刻  $t_1$  における無機よう素濃度  $\rho_1$  を用いて式 2 のとおりとなる。

$$\frac{d\rho}{dt} = -\lambda_d \rho \quad (\text{式 1})$$

$$\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \log \left( \frac{\rho_1}{\rho_0} \right) \quad (\text{式 2})$$

なお、NUPEC の報告書では、Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment” の記載 (CSE A6 実験) より、時刻 0 分における無機よう素の気相濃度  $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$  及び時刻 30 分における無機よう素の気相濃度  $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$  を上式に代入することで、式 3 のとおり、無機よう素の自然沈着率  $9.0 \times 10^{-4}$  (1/s) を算出したとしている。



$$\lambda_d = -\frac{1}{30 \times 60 - 0} \log \left( \frac{1.995 \times 10^4}{10^5} \right) \approx 9.0 \times 10^{-4} \quad (\text{式 3})$$

この自然沈着率は、BNWL-1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Spray-Containment Systems Experiment Interim Report” の C S E A 6 実験による無機よう素の気相部濃度の時間変化を表す図に基づくものである。時刻 0 分から 30 分の濃度変化は、よう素の浮遊量が多く、格納容器スプレイを考慮していない事故初期の状態を模擬していると考えられる。(第 1 図参照)

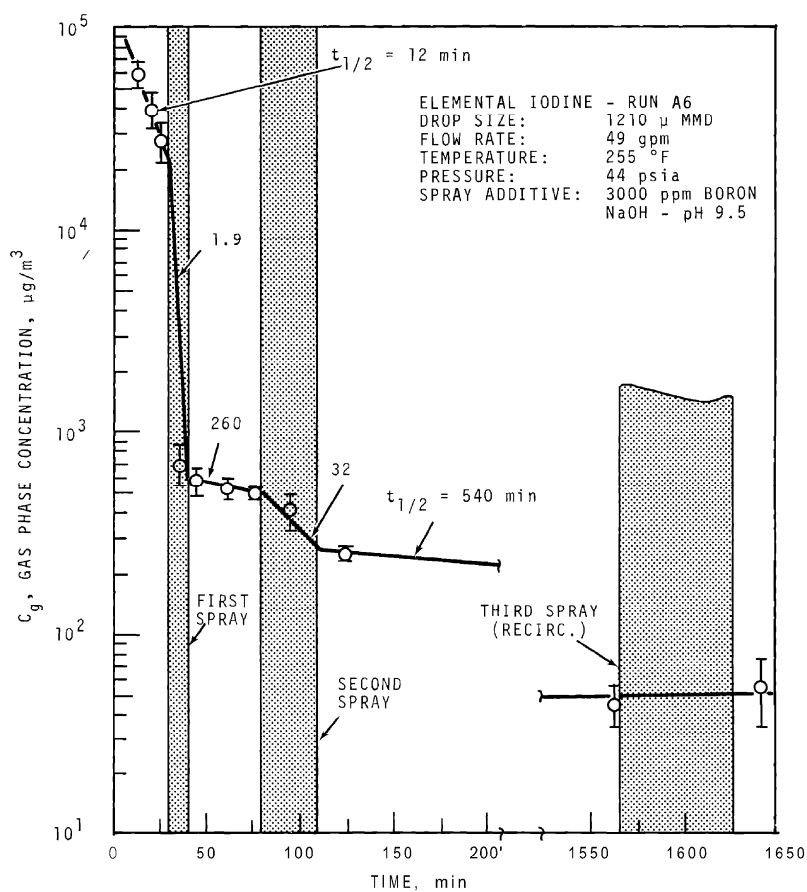


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

第 1 図 CSE A6 実験による無機よう素の濃度変化図



## 2. C S E 実験の適用について

C S E 実験条件と東海第二発電所の評価条件の比較を第 1 表に示す。

第 1 表 C S E 実験と東海第二発電所の評価条件の比較

	C S E 実験の Run No.			東海第二発電所
	A 6 ※1, ※2	A 5 ※3	A 1 1 ※3	
雰囲気	蒸気＋空気	同左	同左	同左
雰囲気圧力 (MPa[gage])	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.47 以下※4
雰囲気温度 (℃)	約 120	約 120	約 120	約 200 以下※4
格納容器 スプレイ	間欠※5	なし	なし	間欠※6

※1 R.K.Hilliard et.al, “Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment”, Nucl. Technol. Vol 10 pp499-519, 1971

※2 R.K.Hilliard et.al, “Removal of iodine and particles from containment atmospheres by sprays”, BNWL-1244

※3 R.K.Hilliard and L.F.Coleman, “Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment”, BNWL-1457

※4 評価事故シーケンスにおける格納容器内の雰囲気圧力及び温度のMAAP解析結果より記載

※5 A6 実験はスプレイを伴う実験だが、自然沈着率の算出には 1 回目のスプレイ実施前における格納容器内の濃度変化より設定している

※6 格納容器スプレイを実施するが、評価上は無機よう素の除去効果に対しては自然沈着のみ考慮し、格納容器スプレイによる除去効果は考慮しない

スプレイを使用していない A 5 及び A 1 1 における無機よう素の格納容器内気相部濃度の時間変化を第 2 図に示す。初期の沈着については A6 と同様の傾向を示すとともに、初期濃度より数百分の 1 程度まで低下した後は緩やかとなる傾向が見られる。また、米国 SRP6.5.2 では、格納容器内の無機よう素濃度が 1/200 になるまでは無機よう素の除去が見込まれるとしている。



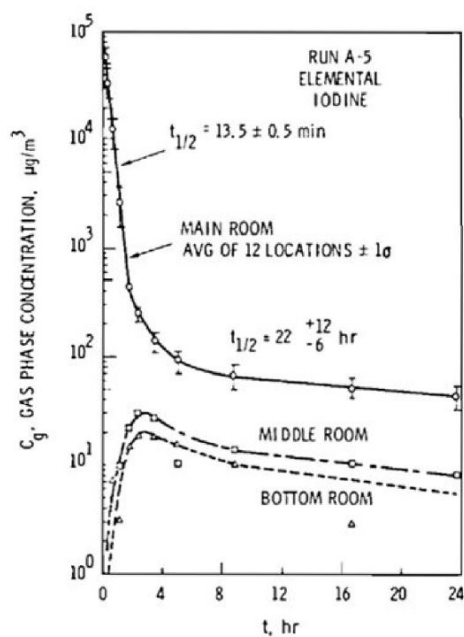


FIGURE B-5.  
Concentration of Elemental  
Iodine in Gas Space, Run A-5

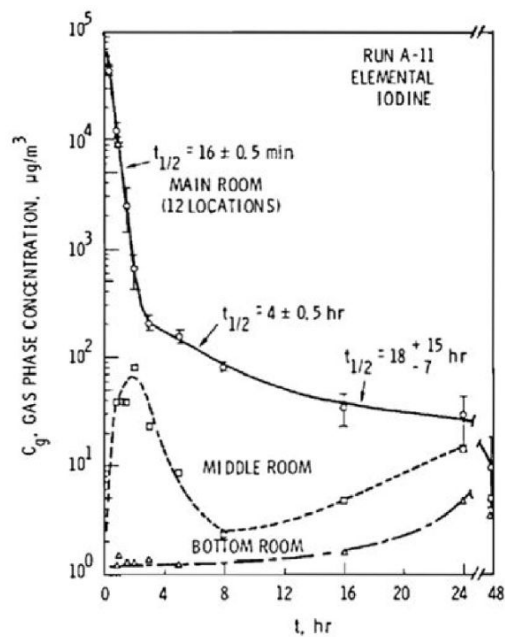


FIGURE B-6.  
Concentration of Elemental  
Iodine in Gas Space, Run A-11

第 2 図 C S E A 5 及び A 1 1 実験における無機よう素の  
格納容器内気相部濃度の時間変化

自然沈着率は、評価する体系の体積と内表面積の比である比表面積の影響を受け、比表面積が大きいほど自然沈着率は大きくなると考えられるため、C S E 実験における体系と東海第二発電所の比表面積について第 2 表に示す。表から C S E 実験と東海第二発電所の比表面積は同程度となっていることが確認できる。

第 2 表 C S E 実験と東海第二発電所の比表面積の比較

	C S E 実験体系	東海第二発電所
体積 (m <sup>3</sup> )	約 600	約 5700
表面積 (m <sup>2</sup> )	約 570	約 5900
比表面積 (1/m)	約 0.96	約 1.04



## 補足 4 サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果（無機よう素）

サプレッション・プールでのスクラビングによる無機よう素の除去効果として、Standard Review Plan 6.5.5 に基づき D F 10 を設定している。これは Standard Review Plan 6.5.5 において、「無機よう素のスクラビングによる除去効果として、M a r k - II 及び M a r k - III に対して D F 10 以下、M a r k - I に対して D F 5 以下を主張する場合は、特に計算を必要とせず容認しても良い」との記載に基づくものであり（抜粋参照）、東海第二発電所は M a r k - II のため D F 10 を適用することとした。

「Standard Review Plan 6.5.5」（抜粋）

1. Pool Decontamination Factor. The decontamination factor (DF) of the pool is defined as the ratio of the amount of a contaminant entering the pool to the amount leaving. Decontamination factors for each fission product form as functions of time can be calculated by the SPARC code. An applicant may use the SPARC code or other methods to calculate the retention of fission products within the pool, provided that these methods are described in the SAR adequately to permit review. If the time-integrated DF values claimed by the applicant for removal of particulates and elemental iodine are 10 or less for a Mark II or a Mark III containment, or are 5 or less for a Mark I containment, the applicant's values may be accepted without any need to perform calculations. A DF value of one (no retention) should be used for noble gases and for organic iodides. The applicant should provide justification for any DF values greater than those given above.

The reviewer has an option to perform an independent confirmatory calculation of the DF. If the SPARC code is used for a confirmatory calculation of fission product decontamination, the review should take care in proper establishment of the input parameters for the calculations.



補足 5 格納容器外への核分裂生成物の放出割合の設定について

放射性物質の格納容器外への放出割合は、MAAPコードとNUREG-1465の知見を利用している。

第1表に、想定事故シナリオ「大破断LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋全交流動力電源喪失」におけるMAAP解析による放出割合の評価結果（事故発生から168時間後時点）を示す。ただし、以下の考察から、第1表の値を補正した第2表の値を用いている。

第1表 放出割合の評価結果（MAAP解析）

核種 グループ	格納容器から原子炉建屋への 漏えい割合		格納容器フィルタベント系への 放出割合	
	S/Cベント	D/Wベント	S/Cベント	D/Wベント
希ガス類	約 $4.3 \times 10^{-3}$	約 $4.4 \times 10^{-3}$	約 $9.5 \times 10^{-1}$	約 $9.5 \times 10^{-1}$
CsI 類	約 $6.3 \times 10^{-5}$	約 $6.3 \times 10^{-5}$	約 $1.1 \times 10^{-6}$	約 $4.0 \times 10^{-3}$
CsOH 類	約 $3.2 \times 10^{-5}$	約 $3.2 \times 10^{-5}$	約 $4.0 \times 10^{-7}$	約 $7.5 \times 10^{-3}$
Sb 類	約 $7.6 \times 10^{-5}$	約 $7.6 \times 10^{-5}$	約 $2.7 \times 10^{-6}$	約 $1.8 \times 10^{-2}$
TeO <sub>2</sub> 類	約 $4.5 \times 10^{-5}$	約 $4.5 \times 10^{-5}$	約 $3.9 \times 10^{-7}$	約 $9.9 \times 10^{-4}$
SrO 類	約 $8.6 \times 10^{-5}$	約 $7.1 \times 10^{-5}$	約 $2.6 \times 10^{-5}$	約 $2.5 \times 10^{-1}$
BaO 類	約 $9.2 \times 10^{-5}$	約 $8.4 \times 10^{-5}$	約 $1.6 \times 10^{-5}$	約 $1.5 \times 10^{-1}$
MoO <sub>2</sub> 類	約 $9.2 \times 10^{-5}$	約 $9.1 \times 10^{-5}$	約 $3.5 \times 10^{-6}$	約 $3.1 \times 10^{-2}$
CeO <sub>2</sub> 類	約 $1.6 \times 10^{-5}$	約 $8.4 \times 10^{-6}$	約 $1.1 \times 10^{-5}$	約 $7.1 \times 10^{-2}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	約 $1.6 \times 10^{-5}$	約 $8.4 \times 10^{-6}$	約 $1.1 \times 10^{-5}$	約 $7.1 \times 10^{-2}$

※小数点第2位以下切上げ

第2表 放出割合の評価結果（中・低揮発性の核種グループに対する補正後）



核種 グループ	格納容器から原子炉建屋への 漏えい割合		格納容器フィルタベント系への 放出割合	
	S/Cベント	D/Wベント	S/Cベント	D/Wベント
希ガス類	約 $4.3 \times 10^{-3}$	約 $4.4 \times 10^{-3}$	約 $9.5 \times 10^{-1}$	約 $9.5 \times 10^{-1}$
CsI 類	約 $6.3 \times 10^{-5}$	約 $6.3 \times 10^{-5}$	約 $1.1 \times 10^{-6}$	約 $4.0 \times 10^{-3}$
CsOH 類	約 $3.2 \times 10^{-5}$	約 $3.2 \times 10^{-5}$	約 $4.0 \times 10^{-7}$	約 $7.5 \times 10^{-3}$
Sb 類	約 $6.8 \times 10^{-6}$	約 $6.8 \times 10^{-6}$	約 $9.0 \times 10^{-8}$	約 $1.5 \times 10^{-3}$
TeO <sub>2</sub> 類	約 $6.8 \times 10^{-6}$	約 $6.8 \times 10^{-6}$	約 $9.0 \times 10^{-8}$	約 $1.5 \times 10^{-3}$
SrO 類	約 $2.7 \times 10^{-6}$	約 $2.8 \times 10^{-6}$	約 $3.6 \times 10^{-8}$	約 $5.8 \times 10^{-4}$
BaO 類	約 $2.7 \times 10^{-6}$	約 $2.8 \times 10^{-6}$	約 $3.6 \times 10^{-8}$	約 $5.8 \times 10^{-4}$
MoO <sub>2</sub> 類	約 $3.4 \times 10^{-7}$	約 $3.4 \times 10^{-7}$	約 $4.5 \times 10^{-9}$	約 $7.2 \times 10^{-5}$
CeO <sub>2</sub> 類	約 $6.8 \times 10^{-8}$	約 $6.8 \times 10^{-8}$	約 $9.0 \times 10^{-10}$	約 $1.5 \times 10^{-5}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	約 $2.7 \times 10^{-8}$	約 $2.8 \times 10^{-8}$	約 $3.6 \times 10^{-10}$	約 $5.8 \times 10^{-6}$

※小数点第2位以下切上げ

第1表によると、高揮発性核種（CsI，CsOH）の格納容器フィルタベント系からの放出割合（ $10^{-6} \sim 10^{-7}$  オーダー）と比べ、中・低揮発性核種の放出割合の方が大きい（ $10^{-5}$  オーダー）という結果になっている。

一方、TMIや福島第一原子力発電所事故での観測事実から、事故が発生した場合に最も多く放出される粒子状物質は、よう素やセシウム等の高揮発性の物質であり、中・低揮発性の物質の放出量は高揮発性の物質と比べて少量であることがわかっている。

第3表は、TMI事故後に評価された放射性核種の場所毎の存在量であるが、希ガスや高揮発性核種（セシウムやよう素）が原子炉圧力容器外に炉心内蔵量の半分程度放出される一方で、中・低揮発性核種はほぼ全量が原子炉圧力容器に保持されているという評価となっている。



第3表 TMI 事故後に評価された放射性核種の場所毎の存在割合

(単位: %)

核種	低揮発性			中揮発性			高揮発性		
	<sup>144</sup> Ce	<sup>154</sup> Eu	<sup>155</sup> Eu	<sup>90</sup> Sr	<sup>106</sup> Ru	<sup>125</sup> Sb	<sup>137</sup> Cs	<sup>129</sup> I	<sup>85</sup> Kr
原子炉建屋									
原子炉容器	105.4	122.7	109.5	89.7	93.2	117.2	40.1	42	30
原子炉冷却系	—	—	—	1	—	0.2	3	1	—
地階水、気相タンク類	0.01	—	—	2.1	0.5	0.7	47	(47) <sup>†</sup>	54
補助建屋	—	—	—	0.1	—	0.7	5	7	—
合計	105	122	110	93	94	119	95	97	85

† 広範囲のI濃度測定値と多量のデブリ(おもに地下水沈殿物)のため、ここでの保持量は炉心インベントリーを大きく上回る分析結果となってしまう。したがって、ここに保持されたIのインベントリーはCsと同等であるとする。

※存在割合＝サンプル試料の分析結果／ORIGEN2コード解析結果

出典：「TMI－2号機の調査研究成果（渡会 慎祐, 井上 康, 榎田 藤夫 日本原子力学会誌 Vol. 32, No. 4 (1990)）」

また、第4表は、福島第一原子力発電所事故後に実施された発電所敷地内の土壤中放射性核種のサンプリング結果であるが、最も多く検出されているのは高揮発性核種（セシウムやヨウ素）であり、多くの中・低揮発性核種は不検出（ND）という結果となっている。

第4表 福島第一原子力発電所事故後に検出された土壤中の放射性核種

(単位: Bq/kg・乾土)

試料採取場所	【地点①】*1 グラント (西北西約500m)*2			【地点②】*1 野島の森 (西約500m)*2			【地点③】*1 産廃処分場近傍 (南南西約500m)*2			④5.6号機リベ ル前 (北約1,000m)*2	⑤固体廃棄物貯 蔵庫1.2棟近傍 (北約500m)*2	⑥南南西 約500m*2	⑦南南西 約750m*2	⑧南南西 約1,000m*2
試料採取日	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22	3/22
分析機関	JAEA	JAEA	日本分析 センター *3	JAEA	日本分析 センター *3	JAEA	日本分析 センター *3	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA
測定日	3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/25	3/25	3/24	3/25
核種														
I-131(約8日)	5.8E+06	5.7E+06	3.8E+06	3.0E+06	3.9E+04	1.2E+07	2.6E+06	4.6E+05	3.1E+06	7.9E+05	2.2E+06	5.4E+06	5.4E+06	5.4E+06
I-132(約2時間)	*4	*4	2.3E+05	*4	1.3E+02	*4	1.5E+05	*4	*4	*4	*4	*4	*4	*4
Cs-134(約2年)	3.4E+05	4.9E+05	5.3E+05	7.7E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.7E+05	6.8E+04	9.5E+05	8.7E+03	1.7E+04	1.6E+05	1.6E+05	1.6E+05
Cs-136(約13日)	7.2E+04	6.1E+04	3.3E+04	1.0E+04	2.8E+01	4.6E+05	6.9E+04	8.6E+03	1.1E+05	1.9E+03	2.2E+03	2.5E+04	2.5E+04	2.5E+04
Cs-137(約30年)	3.4E+05	4.8E+05	5.1E+05	7.6E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.3E+05	6.7E+04	1.0E+06	2.0E+04	1.6E+04	1.6E+05	1.6E+05	1.6E+05
Te-129m(約34日)	2.5E+05	2.9E+05	8.5E+05	5.3E+04	ND	2.7E+06	6.0E+05	2.8E+04	8.9E+05	9.5E+03	1.9E+04	1.7E+05	1.7E+05	1.7E+05
Te-132(約3日)	6.1E+05	3.4E+05	3.0E+05	6.5E+04	1.4E+02	3.1E+06	2.0E+05	3.2E+04	1.9E+06	2.1E+04	3.9E+04	3.8E+05	3.8E+05	3.8E+05
Ba-140(約13日)	1.3E+04	1.5E+04	ND	2.5E+03	ND	ND	ND	ND	8.0E+04	ND	ND	ND	ND	ND
Nb-95(約35日)	1.7E+03	2.4E+03	ND	ND	ND	5.3E+03	ND	ND	8.1E+03	ND	ND	7.9E+02	7.9E+02	7.9E+02
Ru-106(約370日)	5.3E+04	ND	ND	8.4E+03	ND	2.7E+05	ND	ND	6.8E+04	1.9E+03	ND	3.2E+04	3.2E+04	3.2E+04
Mo-99(約66時間)	2.1E+04	ND	ND	ND	ND	6.6E+04	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND
Tc-99m(約6時間)	2.3E+04	2.0E+04	ND	ND	ND	4.5E+04	ND	1.8E+03	2.3E+04	ND	ND	8.3E+03	8.3E+03	8.3E+03
La-140(約2日)	3.3E+04	3.7E+04	ND	2.3E+03	ND	9.7E+04	ND	2.5E+03	2.1E+05	4.2E+02	6.2E+02	7.8E+03	7.8E+03	7.8E+03
Be-7(約53日)	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	3.2E+04	ND	ND	ND	ND	ND
Ag-110m(約250日)	1.1E+03	2.6E+03	ND	ND	ND	ND	ND	1.7E+02	1.8E+04	ND	ND	ND	ND	ND

出典：東京電力（株）HP (<http://www.tepco.co.jp/cc/press/11040609-j.html>)



第 1 表の評価結果は、これらの観測事実と整合が取れていない。これは、想定事故シナリオ「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 全交流動力電源喪失」においては、M A A P 解析の持つ保守性により、中・低揮発性核種の放出割合を過度に大きく評価しているためであると考えられる。

M A A P 解析の持つ保守性としては、熔融炉心が再冠水し熔融炉心の外周部が固化した後でも、燃料デブリ表面からの放射性物質の放出評価において熔融炉心の平均温度を参照して放出量を評価していることや、熔融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮していないことが挙げられる。M A A P コードの開発元である E P R I から、以下の報告がなされている。

- ・炉心が再冠水した場合の低揮発性核種（R u 及び M o）の放出について、低温の熔融炉心表面付近ではなく、熔融炉心の平均温度を基に放出速度を算出しているため、M A A P 解析が保守的な結果を与える場合がある。
- ・M o の放出量評価について、N U R E G -1465 よりも M A A P の方が放出量を多く評価する。

また、M A A P コードでは、低揮発性核種と中揮発性核種は同じモデルに基づき炉心からの放射性物質の放出を評価しているため、程度は異なるものの、R u 及び M o 以外の中・低揮発性核種についても保守的な評価結果を与える可能性があると考えられる。さらには、熔融炉心が再冠水し熔融炉心の外周部が固化する想定事故シナリオ「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 全交流動力電源喪失」では、この保守性が顕在化し、中・低揮発性核種の格納容器及び格納容器外への放出割合が過大に評価されたと考えられる。

なお、高揮発性核種（セシウムやヨウ素）については、炉心熔融初期に炉心外に放出されるため、上記保守性の影響は受けにくいものと考えられる。

したがって、重大事故時の中央制御室の居住性を評価する際は、M A A P 解析による放出割合の評価結果以外に、海外での規制等にも活用されている N U



REG-1465（米国の原子力規制委員会（NRC）で整備されたものであり、米国でもシビアアクシデント時の典型例として、中央制御室の居住性等の様々な評価で使用されている）の知見を利用するものとした。このことにより、TMI Ⅰ事故や福島第一原子力発電所事故の実態により見合った、環境中への放出量を評価することが可能となる。

以下、各核種グループにおける放出割合の具体的な評価手法を示す。

(1) 希ガスグループ、CsIグループ、CsOHグループ

希ガスを含めた高揮発性の核種グループについては、MAAP解析結果から得られた放出割合を採用する。

なお、Csの放出割合については、CsIグループ及びCsOHグループの放出割合、I元素とCs元素の原子炉停止直後の炉心内蔵重量より、式1を用いて評価する。

$$F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T)) \quad (\text{式 1})$$

$F_{Cs}$  : 時刻 T における Cs の放出割合

$F_{CsOH}$  : 時刻 T における CsOHグループの放出割合

$F_{CsI}$  : 時刻 T における CsIグループの放出割合

$M_I$  : 停止直後の I 元素の炉心内蔵重量

$M_{Cs}$  : 停止直後の Cs 元素の炉心内蔵重量

$W_I$  : I の分子量

$W_{Cs}$  : Cs の分子量

(2) 中・低揮発性の核種グループ

中・低揮発性の核種グループについては、MAAP解析から得られた放出割合は採用せず、MAAP解析の結果から得られたCsの放出割合、希ガスグループの放出割合及びNUREG-1465の知見を利用して放出割合



を評価する。

ここで、中・低揮発性の核種における放出割合の経時的な振る舞いは、格納容器圧力逃がし装置への放出については希ガス、原子炉建屋への漏えいについてはC s と同一になるものとし※<sup>1</sup>、事象発生から 168 時間経過時点におけるC s の放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率はN U R E G-1465 で得られた比率に等しいとして、式 2 及び式 3 に基づき評価する。また、第 5 表に、N U R E G-1465 で評価された格納容器内への放出割合を示す。

【格納容器フィルタベント系への放出】

$$Fi(T) = F_{Cs}(168h) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{Cs}} \times \frac{F_{NG}(T)}{F_{NG}(168h)} \quad (\text{式 2})$$

【格納容器から原子炉建屋への漏えい】

$$Fi(T) = F_{Cs}(T) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{Cs}} \quad (\text{式 3})$$

$F_i(T)$  : 時刻 T における i 番目のM A A P 核種グループの放出割合

$F_{NG}(T)$  : 時刻 T における希ガスグループの放出割合

$F_{Cs}(T)$  : 時刻 T におけるC s の放出割合

$\gamma_i$  : N U R E G-1465 における i 番目のM A A P 核種グループに相当する核種グループの格納容器への放出割合

$\gamma_{Cs}$  : N U R E G-1465 におけるC s に相当する核種グループの格納容器への放出割合

※ 1 中・低揮発性の核種グループは、事故初期の燃料が高温となっているときのみ燃料外に放出され、それ以降の追加放出はほとんど無いものと考えられる。そのため、事故初期に格納容器内に放出され、格納容器気相部に浮遊しているものだけが格納容器フィルタベント系により大気中に放出されると考えられる。したがって、中・低揮



発性の核種グループの格納容器フィルタベント系への放出については、格納容器気相部に浮遊しており壁面等からの追加放出がない希ガスの放出割合の振る舞いに近いと考えられる。また、格納容器内に放出された中・低揮発性の核種グループは、粒子状として振る舞い、沈着やドライウェルスプレイ等による除去効果を受けると考えられる。したがって、中・低揮発性の核種グループの原子炉建屋への漏えいについては、沈着等による除去効果を受けるCsの振る舞いに近いと考えられる。以上のことから、中・低揮発性の核種グループの「各時刻における放出割合」は、「各時刻における希ガスグループ又はCsの放出割合」に比例するものとする。

第 5 表 NUREG-1465 での格納容器内への放出割合

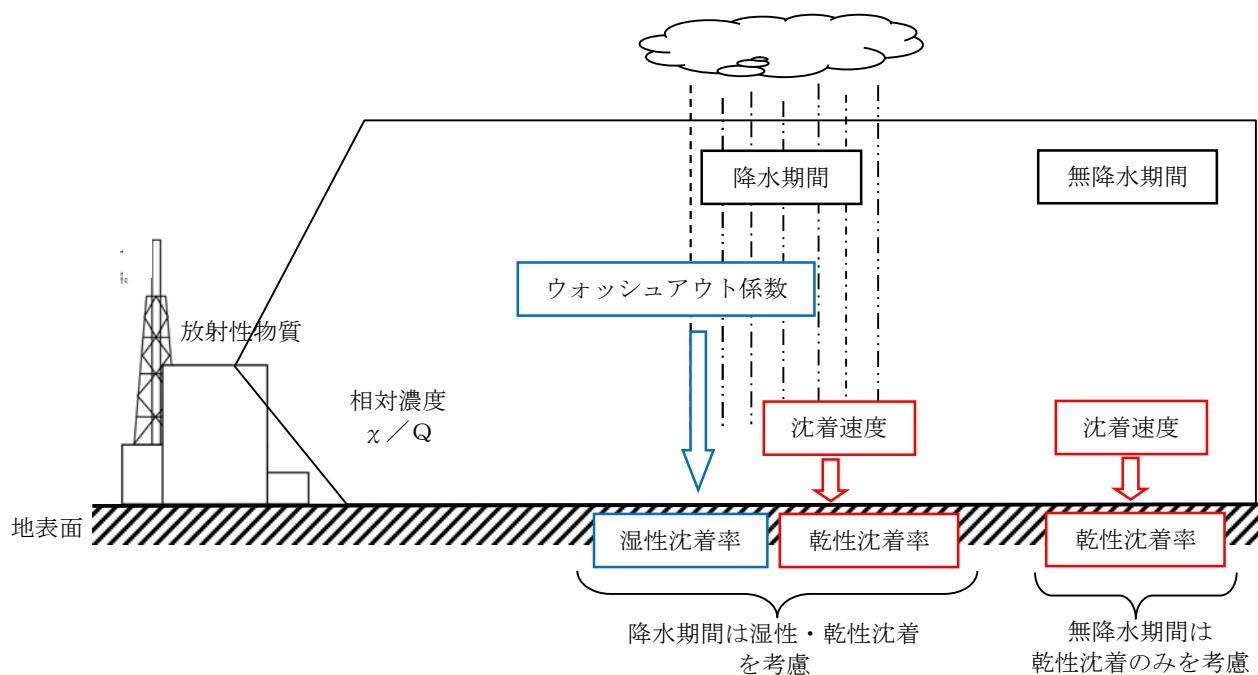
核種グループ	格納容器への放出割合※
Cs	0.25
TeO <sub>2</sub> , Sb	0.05
SrO, BaO	0.02
MoO <sub>2</sub>	0.0025
CeO <sub>2</sub>	0.0005
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.0002

※ NUREG-1465 の Table3.12 「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値の和（NUREG-1465 では、「Gap Release」、「Early In-Vessel」、「Ex-Vessel」及び「Late In-Vessel」の各事象進展フェーズに対して格納容器内への放出割合を与えている。本評価事象は原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため、原子炉圧力容器損傷前までの炉心からの放出を想定する「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値を用いる。）



## 補足 6 地表面への沈着速度の設定について

地表面への放射性物質の沈着は、第1図に示すように乾性沈着と湿性沈着によって発生する。乾性沈着は地上近くの放射性物質が、地面状態等によって決まる沈着割合（沈着速度）に応じて地表面に沈着する現象であり、放射性物質の地表面濃度に沈着速度をかけることで計算される。湿性沈着は降水によって放射性物質が雨水に取り込まれ、地表面に落下・沈着する現象であり、大気中の放射性物質の濃度分布と降水強度及び沈着の割合を示すウォッシュアウト係数によって計算される。



第1図 地表面沈着のイメージ

現場作業の線量影響評価においては、地表面の放射性物質の沈着速度として、乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮した地表面沈着速度として  $0.5\text{cm/s}$  を用いる。

以下では、無機よう素の湿性沈着を考慮した地表面沈着速度として  $0.5\text{cm/s}$  ※1 を用いることの適用性について確認した。

※1 有機よう素の地表面への沈着速度としては  $1.7 \times 10^{-3}\text{cm/s}$



## 1. 評価手法

湿性沈着を考慮した地表面沈着速度（0.5cm/s）の適用性は、乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97% 値を求め、乾性沈着率の累積出現頻度 97% 値との比を求める。その比と乾性沈着速度（0.3cm/s，補足 8 参照）の積が 0.5cm/s を超えていないことを確認する。乾性沈着率及び湿性沈着率は以下のように定義される。

## (1) 乾性沈着率

乾性沈着率は、「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レベル 3PSA 編）：2008」（社団法人 日本原子力学会）（以下「学会標準」という。）解説 4.7 を参考に評価した。学会標準解説 4.7 では、使用する相対濃度は地表面高さ付近としているが、ここでは「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」[【解説 5.3】(1)]に従い、放出経路毎の相対濃度を用いて評価した。

$$(\chi/Q)_D(x,y,z)_i = V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i \quad \cdots \cdots \textcircled{1}$$

$(\chi/Q)_D(x,y,z)_i$  : 時刻  $i$  での乾性沈着率 [ $1/m^2$ ]

$\chi/Q(x,y,z)_i$  : 時刻  $i$  での相対濃度 [ $s/m^3$ ]

$V_d$  : 沈着速度 [ $m/s$ ] (0.003 NUREG/CR-4551 Vol.2 より)

## (2) 湿性沈着率

降雨時には、評価点上空の放射性核種の地表への沈着は、降雨による影響を受ける。湿性沈着率  $(\chi/Q)_w(x,y)_i$  は学会標準解説 4.11 より以下のように表される。



$$(\chi/Q)_w(x,y)_i = \Lambda \cdot \int_0^\infty \chi/Q(x,y,z)_i dz = \chi/Q(x,y,0)_i \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_{zi} \exp\left[-\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}}\right] \dots\dots\dots ②$$

$(\chi/Q)_w(x,y)_i$  : 時刻 i での湿性沈着率[1/m<sup>2</sup>]

$\chi/Q(x,y,0)_i$  : 時刻 i での地表面高さでの相対濃度[s/m<sup>3</sup>]

$\Lambda_i$  : 時刻 i でのウォッシュアウト係数[1/s]

(=  $9.5 \times 10^{-5} \times \text{Pr}_i^{0.8}$  学会標準より)

$\text{Pr}_i$  : 時刻 i での降水強度[mm/h]

$\Sigma_{zi}$  : 時刻 i での建屋影響を考慮した放射性雲の鉛直方向  
の拡散幅[m]

$h$  : 放出高さ[m]

乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97%値と，乾性沈着率の累積出現頻度 97%値の比は以下で定義される。

乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97%値 (①+②)

乾性沈着率の累積出現頻度 97%値 (①)

$$= \frac{\left( V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i + \chi/Q(x,y,0)_i \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_{zi} \exp\left[-\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}}\right] \right)_{97\%}}{(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i)_{97\%}} \dots\dots\dots ③$$

## 2. 地表面沈着率の累積出現頻度 97%値の求め方

地表面沈着率の累積出現頻度は、気象指針に記載されている  $\chi/Q$  の累積出現頻度 97%値の求め方<sup>※2</sup>に基づいて計算した。具体的には以下の手順で計算を行った（第2図参照）。

(1) 各時刻における気象条件から，式①及び式②を用いて  $\chi/Q$ ，乾性沈着



率，湿性沈着率を1時間毎に算出する。なお，評価対象方位以外に風が吹いた時刻については，評価対象方位における $\chi/Q$ がゼロとなるため，地表面沈着率（乾性沈着率＋湿性沈着率）もゼロとなる。

第2図の例は，評価対象方位をSWとした場合であり， $\chi/Q$ による乾性沈着率及び降水による湿性沈着率から地表面沈着率を算出する。評価対象方位SW以外の方位に風が吹いた時刻については，地表面沈着率はゼロとなる。

- (2) 上記(1)で求めた1時間毎の地表面沈着率を値の大きさ順に並びかえ，小さい方から数えて累積出現頻度が97%値を超えたところの沈着率を，地表面沈着率の97%値とする（地表面沈着率の累積出現頻度であるため， $\chi/Q$ の累積出現頻度と異なる）。

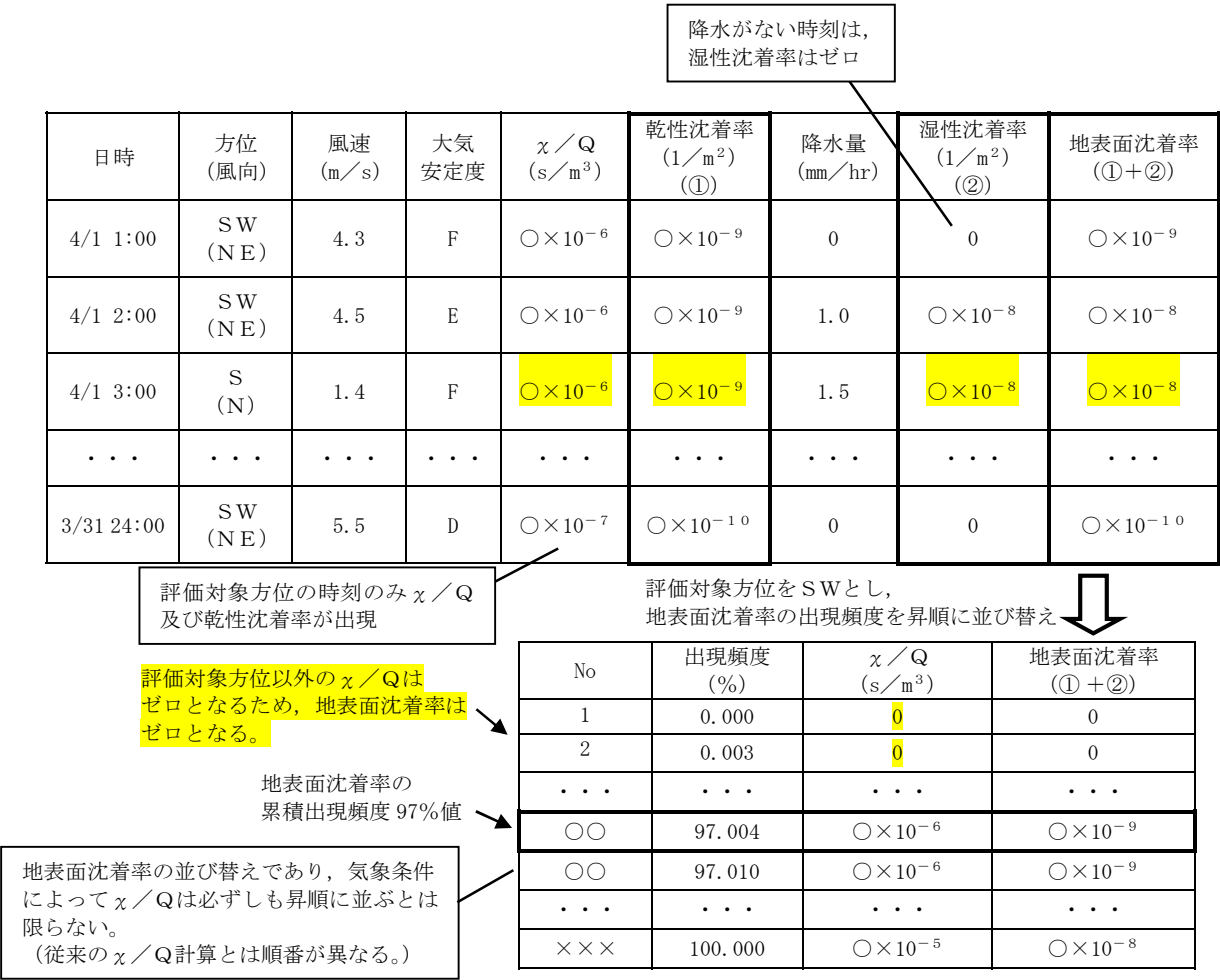
## ※2（気象指針解説抜粋）

### VI. 想定事故時等の大気拡散の解析方法

#### 1. 線量計算に用いる相対濃度

- (2) 着目地点の相対濃度は，毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合，その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする。





第 2 図 地表面沈着率の累積出現頻度 97% 値の求め方  
(評価対象方位が SW の場合)



### 3. 評価結果

各放出点の地表面沈着率の評価結果を第1表、地表面沈着率の累積出現頻度97%値付近の値を第2表～第4表に示す。

気象指針では、大気拡散評価においてめったに遭遇しないと思われる厳しい気象条件として累積出現頻度97%値を採用※<sup>3</sup>している。このことから、地表面沈着率の評価においても同様に、実際の降雨を考慮してめったに遭遇しないと思われる気象条件として累積出現頻度97%値を評価した。その結果、各地表面沈着率(乾性+湿性)は乾性沈着率の約1.22～1.34倍程度となった。なお、風速、風向、大気安定度、降雨状況等様々な条件から計算を行うため、厳しい気象条件として選定される地表面沈着率の累積出現頻度97%値は、必ずしも降雨があるとは限らない。

以上より、無機よう素の湿性沈着を考慮した沈着速度として、乾性沈着速度(0.3cm/s)の1.34倍(約0.4cm/s)から保守的に0.5cm/sと設定することは適切であると考えられる。また、有機よう素の湿性沈着を考慮した沈着速度は、NRPB-B322 レポートから乾性沈着速度 $10^{-3}$ (cm/s)を引用(補足7参照)し、乾性沈着速度( $10^{-3}$ cm/s)に対して上記と同じ倍率(=0.5/0.3)から $1.7 \times 10^{-3}$ cm/sを採用した。

なお、中央制御室の居住性評価及び緊急時対策所の居住性評価においては、更に保守性を持たせ、沈着速度として1.2cm/sを採用している。

#### ※<sup>3</sup> (気象指針解説抜粋)

##### I. 指針作成の考え方

想定事故時における安全解析は、想定事故期間中の線量を評価するものである。この場合には、想定事故が任意の時刻に起こること及び実効的な



放出継続時間が短いことを考慮して、平均的な気象条件よりもむしろ出現頻度からみてめったに遭遇しないと思われる厳しい気象条件を用いる必要がある。このため、指針では、気象観測資料をもとに出現確率的観点から想定事故期間中の相対濃度を解析し、その出現頻度が極めて小さいものを選ぶことによって、放射性物質の濃度が厳しい気象条件に相当するものとなるように考慮することとした。

## VI. 想定事故時の大気拡散の解析方法

### 1. 相対濃度

指針では、想定事故時においてめったに遭遇しない気象条件下の濃度を導くため、相対濃度の出現確率は過去の経験に照らして 97%を採用して解析することとした。

第 1 表 沈着率評価結果

放出点	相対濃度 ( $\text{s}/\text{m}^3$ )	乾性沈着率 (①) ( $1/\text{m}^2$ )	地表面沈着率 (①+②) ( $1/\text{m}^2$ )	③比 ((①+②) /①)	湿性沈着を考慮 した沈着速度 ( $\text{cm}/\text{s}$ )
原子炉建屋	約 $8.3 \times 10^{-4}$	約 $2.5 \times 10^{-6}$	約 $3.0 \times 10^{-6}$	約 1.22	約 0.36
原子炉 建屋屋上	約 $4.2 \times 10^{-4}$	約 $1.2 \times 10^{-6}$	約 $1.5 \times 10^{-6}$	約 1.22	約 0.36
排気筒	約 $3.0 \times 10^{-6}$	約 $8.9 \times 10^{-9}$	約 $1.2 \times 10^{-8}$	約 1.34	約 0.40



第 2 表 東海第二発電所における地表面沈着率（放出点：原子炉建屋）

No	方位※ <sup>3</sup> (風向)	降水量 (mm/hr)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	地表面沈着率 (1/m <sup>2</sup> ) (①+②)	乾性沈着率の累積出現 頻度 97% 値との比率 (③)	累積出現頻度 (%)
...	...	...	...	...	...	...
8497	SW (NE)	14.0	$6.4 \times 10^{-5}$	$2.9 \times 10^{-6}$	約 1.22	96.990
<b>8498</b>	<b><u>SW</u></b> <b><u>(NE)</u></b>	<b>5.0</b>	<b><u><math>1.4 \times 10^{-4}</math></u></b>	<b><u><math>3.0 \times 10^{-6}</math></u></b>	<b>約 1.22</b>	<b>97.001</b>
8499	SW (NE)	3.0	$2.0 \times 10^{-4}$	$3.0 \times 10^{-6}$	約 1.22	97.013
...	...	...	...	...	...	...

※3 評価対象方位（E，E S E，S E，S S E，S，S S W，S W，W S W，W）

第 3 表 東海第二発電所における地表面沈着率（放出点：原子炉建屋屋上）

No	方位※ <sup>4</sup> (風向)	降水量 (mm/hr)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	地表面沈着率 (1/m <sup>2</sup> ) (①+②)	乾性沈着率の累積出現 頻度 97% 値との比率 (③)	累積出現頻度 (%)
...	...	...	...	...	...	...
8497	SW (NE)	14.0	$3.2 \times 10^{-5}$	$1.5 \times 10^{-6}$	約 1.22	96.990
<b>8498</b>	<b><u>SW</u></b> <b><u>(NE)</u></b>	<b>5.0</b>	<b><u><math>7.0 \times 10^{-5}</math></u></b>	<b><u><math>1.5 \times 10^{-6}</math></u></b>	<b>約 1.22</b>	<b>97.001</b>
8499	SW (NE)	3.0	$1.0 \times 10^{-4}$	$1.5 \times 10^{-6}$	約 1.22	97.013
...	...	...	...	...	...	...

※4 評価対象方位（E，E S E，S E，S S E，S，S S W，S W，W S W，W）

第 4 表 東海第二発電所における地表面沈着率（放出点：排気筒）

No	方位※ <sup>5</sup> (風向)	降水量 (mm/hr)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	地表面沈着率 (1/m <sup>2</sup> ) (①+②)	乾性沈着率の累積出現 頻度 97% 値との比率 (③)	累積出現頻度 (%)
...	...	...	...	...	...	...
8497	SW (NE)	0.5	$7.1 \times 10^{-7}$	$1.2 \times 10^{-8}$	約 1.33	96.983
<b>8498</b>	<b><u>SW</u></b> <b><u>(NE)</u></b>	<b>0</b>	<b><u><math>4.0 \times 10^{-6}</math></u></b>	<b><u><math>1.2 \times 10^{-8}</math></u></b>	<b>約 1.34</b>	<b>97.006</b>
8499	SW (NE)	0	$4.0 \times 10^{-6}$	$1.2 \times 10^{-8}$	約 1.34	97.018
...	...	...	...	...	...	...

※5 評価対象方位（S W）



#### 4. 降雨時における被ばく低減について

事故発生後は、原子炉建屋を取り囲むようにモニタリング・ポスト又は可搬型モニタリング・ポストを設置し、敷地内の放射線環境状況を監視するとともに、作業の際は個人線量計を着用し、作業員の被ばく線量を管理することとしている。

降雨時においては、屋外の移動又は作業をする場合には、現場作業員はアノラック、ゴム手袋及び長靴を着用することにより、体表面の汚染を防止する。

また、実際には、事故時の降雨や風向といった気象条件によって、敷地内の放射性物質の沈着の濃淡ができると考えられることから、モニタリング・ポスト等の測定値より著しい線量率の上昇がある方位や作業時及び移動時に携行するサーベイメータ等により高線量となる場所を把握し、著しく線量率が高くなると想定されるルート等を避けて移動することやルート上の高線量物の移動などの運用により、被ばく低減を図ることが可能である。



## 補足 7 有機よう素の乾性沈着速度について

原子炉建屋から放出されるよう素のうち、無機よう素はエアロゾルと同じ沈着速度を用いる。有機よう素についてはエアロゾルと別に設定した。以下にその根拠を示す。

## (1) 英国放射線防護庁（NRPB）による報告

英国放射線防護庁 大気拡散委員会による年次レポート（NRPB-R322<sup>\*1</sup>）に沈着速度に関する報告がなされている。本レポートでは、有機よう素について、植物に対する沈着速度に関する知見が整理されており、以下のとおり報告されている。

- ・植物に対する沈着速度の“best judgement”として  $10^{-5}\text{m/s}$  ( $10^{-3}\text{cm/s}$ ) を推奨

## (2) 日本原子力学会による報告

日本原子力学会標準レベル 3PSA 解説 4.8 に沈着速度に関する以下の報告がなされている。

- ・ヨウ化メチルは非反応性の化合物であり、沈着速度が小さく、実験で  $10^{-4}\sim 10^{-2}\text{cm/s}$  の範囲である。
- ・ヨウ化メチルの沈着は、公衆のリスクに対し僅かな寄与をするだけであり、事故影響評価においてはその沈着は無視できる。

以上のことから、有機よう素の乾性沈着速度はエアロゾルの乾性沈着速度  $0.3\text{cm/s}$  に比べて小さいことがいえる。

また、原子力発電所内は、コンクリート、道路、芝生及び木々で構成されて



いるがエアロゾルへの沈着速度の実験結果（NUREG／CR－4551）によると，沈着速度が大きいのは芝生や木々であり，植物に対する沈着速度が大きくなる傾向であった。

したがって，有機よう素の乾性沈着速度として，NRPB－R322 の植物に対する沈着速度である  $10^{-3}\text{cm/s}$  を用いるのは妥当と判断した。

※1：NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99



## NRPB-322 ANNEX-A 「2.2 Iodine」の抜粋

## 2.2.2

*Methyl iodide*

There are fewer data for methyl iodide than for elemental iodine, but all the data indicate that it is poorly absorbed by vegetation, such that surface resistance is by far the dominant resistance component. The early data have been reviewed elsewhere (Underwood, 1988; Harper *et al.*, 1994) and no substantial body of new data is available. The measured values range between  $10^{-6}$  and  $10^{-4} \text{ m s}^{-1}$  approximately. Again, there are no strong reasons for taking  $r_s$  to be a function of windspeed, so it is recommended that  $v_d$  is taken to be a constant. Based on the limited data available, the 'best judgement' value of  $v_d$  is taken as [ ] and the 'conservative' value as  $10^{-4} \text{ m s}^{-1}$ . Where there is uncertainty as to the chemical species of the iodine, it is clearly safest to assume that it is all in elemental form from the viewpoint of making a conservative estimate of deposition flux.

## 2.2.3 Urban

*Methyl iodide*

There appear to be no data for the deposition of methyl iodide to building surfaces: the deposition velocity will be limited by adsorption processes and chemical reactions (if any) at the surface, for which specific data are required. No recommendations are given in this case. For vegetation within the urban area (lawns and parks etc), it is recommended that the values for extended grass surfaces be used.



## 補足 8 エアロゾルの乾性沈着速度について

現場作業の線量影響評価では、地表面への放射性物質の沈着速度として乾性沈着及び降水による湿性沈着を考慮した沈着速度（ $0.5\text{cm/s}$ 、補足 6 参照）を用いており、沈着速度の評価に当たっては、乾性沈着速度として  $0.3\text{cm/s}$  を用いている。以下に、乾性沈着速度の設定の考え方を示す。

エアロゾルの乾性沈着速度は、NUREG/CR-4551<sup>\*1</sup>に基づき  $0.3\text{cm/s}$  と設定した。NUREG/CR-4551 では郊外を対象としており、郊外とは道路、芝生及び木々で構成されるとしている。原子力発電所内も同様の構成であるため、この沈着速度が適用できると考えられる。また、NUREG/CR-4551 では  $0.5\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$  の粒径に対して検討されているが、格納容器内の除去過程で、相対的に粒子径の大きなエアロゾルは格納容器内に十分捕集されるため、粒径の大きなエアロゾルの放出はされにくいと考えられる。

また、W. G. N. Slinn の検討<sup>\*2</sup>によると、草や水、小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており、これによると  $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$  の粒径では沈着速度は  $0.3\text{cm/s}$  程度（第 1 図）である。以上のことから、現場作業の線量影響評価におけるエアロゾルの乾性の沈着速度として  $0.3\text{cm/s}$  を適用できると判断した。



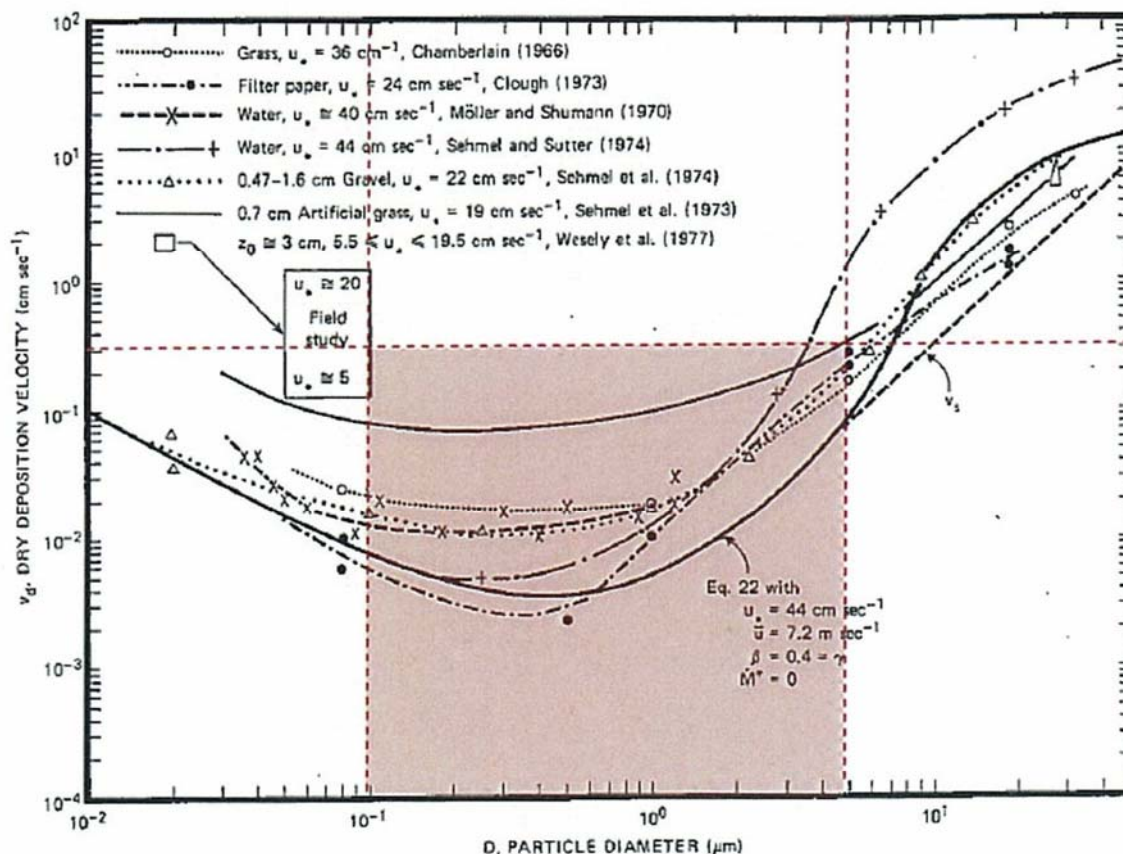


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.<sup>1,9-12</sup> The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for  $u_*$  and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

第 1 図 様々な粒径における地表沈着速度 (Nuclear Safety Vol.19<sup>\*2</sup>)

- ※1 J.L. Sprung 等 : Evaluation of severe accident risk : quantification of major input parameters, NUREG/CR-4451 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990
- ※2 W.G.N. Slinn : Environmental Effects, Parameterizations for Resuspension and for Wet and Dry Deposition of Particles and Gases for Use in Radiation Dose. Calculations, Nuclear Safety Vol.19 No.2, 1978



(参考) シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径について

シビアアクシデント時に格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾル粒径分布として「 $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ 」の範囲であることは、粒径分布に関して実施されている研究を基に設定している。

シビアアクシデント時には格納容器内にスプレー等による注水が実施されることから、シビアアクシデント時の粒径分布を想定し、「格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「格納容器内の水の存在の考慮」といった観点で実施された第1表の②、⑤に示す試験等を調査した。さらに、シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関（NRC 等）や各国の合同で実施されているシビアアクシデント時のエアロゾルの挙動の試験等（第1表の①、③、④）を調査した。以上の調査結果を第1表に示す。

この表で整理した試験等は、想定するエアロゾル発生源、挙動範囲（格納容器、原子炉冷却材配管等）、水の存在等に違いがあるが、エアロゾル粒径の範囲に大きな違いはなく、格納容器内環境でのエアロゾル粒径はこれらのエアロゾル粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

したがって、過去の種々の調査・研究により示されている範囲をカバーする値として、 $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ のエアロゾルを想定することは妥当である。



第 1 表 シビアアクシデント時のエアロゾル粒径についての文献調査結果

番号	試験名又は 報告書名等	エアロゾル粒径 ( $\mu\text{m}$ )	備 考
①	LACE LA2※ <sup>1</sup>	約0.5～5 (第1図参照)	シビアアクシデント時の評価に使用されるコードでの格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件とした比較試験
②	NUREG/CR-5901※ <sup>2</sup>	0.25～2.5 (参考1-1)	格納容器内に水が存在し、熔融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート
③	AECLが実施した試験※ <sup>3</sup>	0.1～3.0 (参考1-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
④	PBF-SFD※ <sup>3</sup>	0.29～0.56 (参考1-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
⑤	PHEBUS-FP※ <sup>3</sup>	0.5～0.65 (参考1-2)	シビアアクシデント時のFP挙動の実験 (左記のエアロゾル粒径はPHEBUS FP実験の格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果)

- ※1 J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNL A. L. Wright, J. H. Wilson and P. C. Arwood, PRETEST AEROSOL CODE COMPARISONS FOR LWR AEROSOL CONTAINMENT TESTS LA1 AND LA2
- ※2 D. A. Powers and J. L. Sprung, NUREG/CR-5901, A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete
- ※3 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R (2009)



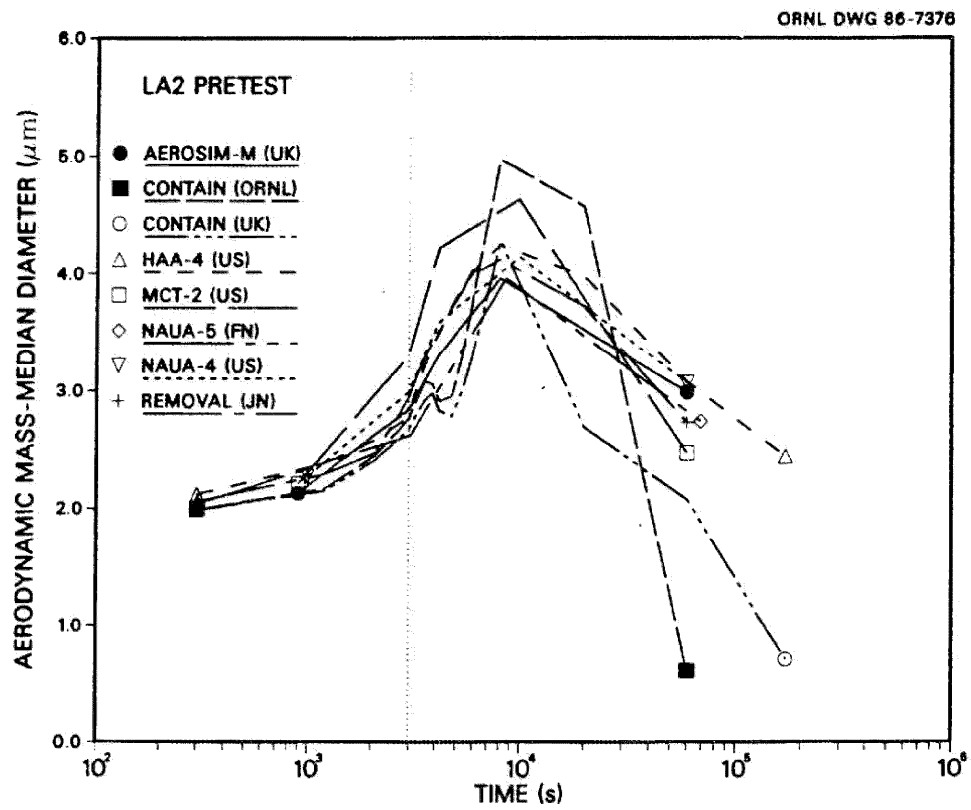


Fig. 11. LA2 pretest calculations — aerodynamic mass median diameter vs time.

第1図 LACE LA2でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒径の時間変化  
グラフ



so-called "quench" temperature. At temperatures below this quench temperature the kinetics of gas phase reactions among CO, CO<sub>2</sub>, H<sub>2</sub>, and H<sub>2</sub>O are too slow to maintain chemical equilibrium on useful time scales. In the sharp temperature drop created by the water pool, very hot gases produced by the core debris are suddenly cooled to temperatures such that the gas composition is effectively "frozen" at the equilibrium composition for the "quench" temperature. Experimental evidence suggest that the "quench" temperature is 1300 to 1000 K. The value of the quench temperature was assumed to be uniformly distributed over this temperature range for the calculations done here.

(6) Solute Mass. The mass of solutes in water pools overlying core debris attacking concrete has not been examined carefully in the experiments done to date. It is assumed here that the logarithm of the solute mass is uniformly distributed over the range of  $\ln(0.05 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = -3.00$  to  $\ln(100 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = 4.61$ .

(7) Volume Fraction Suspended Solids. The volume fraction of suspended solids in the water pool will increase with time. Depending on the available facilities for replenishing the water, this volume fraction could become quite large. Models available for this study are, however, limited to volume fractions of 0.1. Consequently, the volume fraction of suspended solids is taken to be uniformly distributed over the range of 0 to 0.1.

(8) Density of Suspended Solids. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are Ca(OH)<sub>2</sub> ( $\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$ ) or SiO<sub>2</sub> ( $\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$ ) from the concrete and UO<sub>2</sub> ( $\rho = 10 \text{ g/cm}^3$ ) or ZrO<sub>2</sub> ( $\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$ ) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm<sup>3</sup>. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO<sub>2</sub> will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.

(9) Surface Tension of Water. The surface tension of the water can be increased or decreased by dissolved materials. The magnitude of the change is taken here to be  $S\sigma(w)$  where S is the weight fraction of dissolved solids. The sign of the change is taken to be minus or plus depending on whether a random variable  $\epsilon$  is less than 0.5 or greater than or equal to 0.5. Thus, the surface tension of the liquid is:

$$\sigma_1 = \begin{cases} \sigma(w) (1-S) & \text{for } \epsilon < 0.5 \\ \sigma(w) (1+S) & \text{for } \epsilon \geq 0.5 \end{cases}$$

where  $\sigma(w)$  is the surface tension of pure water.

(10) Mean Aerosol Particle Size. The mass mean particle size for aerosols produced during melt/concrete interactions is known only for situations in which no water is present. There is reason to believe smaller particles will be produced if a water pool is present. Examination of aerosols produced during melt/concrete interactions shows that the primary particles are about 0.1  $\mu\text{m}$  in diameter. Even with a water pool present, smaller particles would not be expected.



Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from  $\ln(0.25 \mu\text{m}) = -1.39$  to  $\ln(2.5 \mu\text{m}) = 0.92$ .

(11) Geometric Standard Deviation of the Particle Size Distribution. The aerosols produced during core debris-concrete interactions are assumed to have lognormal size distributions. Experimentally determined geometric standard deviations for the distributions in cases with no water present vary between 1.6 and 3.2. An argument can be made that the geometric standard deviation is positively correlated with the mean size of the aerosol. Proof of this correlation is difficult to marshal because of the sparse data base. It can also be argued that smaller geometric standard deviations will be produced in situations with water present. It is unlikely that data will ever be available to demonstrate this contention. The geometric standard deviation of the size distribution is assumed to be uniformly distributed over the range of 1.6 to 3.2. Any correlation of the geometric standard deviation with the mean size of the aerosol is neglected.

(12) Aerosol Material Density. Early in the course of core debris interactions with concrete,  $\text{UO}_2$  with a solid density of around  $10 \text{ g/cm}^3$  is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about  $5.5 \text{ g/cm}^3$  and condensed products of concrete decomposition such as  $\text{Na}_2\text{O}$ ,  $\text{K}_2\text{O}$ ,  $\text{Al}_2\text{O}_3$ ,  $\text{SiO}_2$ , and  $\text{CaO}$  with densities of  $1.3$  to  $4 \text{ g/cm}^3$  become the dominant aerosol species. Condensation and reaction of water with the species may alter the apparent material densities. Coagglomeration of aerosolized materials also complicates the prediction of the densities of materials that make up the aerosol. As a result the material density of the aerosol is considered uncertain. The material density used in the calculation of aerosol trapping is taken to be an uncertain parameter uniformly distributed over the range of  $1.5$  to  $10.0 \text{ g/cm}^3$ .

Note that the mean aerosol particle size predicted by the VANESA code [6] is correlated with the particle material density to the  $-1/3$  power. This correlation of aerosol particle size with particle material density was taken to be too weak and insufficiently supported by experimental evidence to be considered in the uncertainty analyses done here.

(13) Initial Bubble Size. The initial bubble size is calculated from the Davidson-Schular equation:

$$D_b = \epsilon \left( \frac{6}{\pi} \right)^{1/3} \frac{V_s^{0.4}}{g^{0.2}} \text{ cm}$$

where  $\epsilon$  is assumed to be uniformly distributed over the range of 1 to 1.54. The minimum bubble size is limited by the Fritz formula to be:

$$D_b = 0.0105 \Psi[\sigma_t / g(\rho_l - \rho_g)]^{1/2}$$

where the contact angle is assumed to be uniformly distributed over the range of  $20$  to  $120^\circ$ . The maximum bubble size is limited by the Taylor instability model to be:



参考1-2 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS,  
NEA/CSNI/R(2009)5の抜粋及び試験の概要

### 9.2.1 Aerosols in the RCS

#### 9.2.1.1 AECL

The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3  $\mu\text{m}$  formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0  $\mu\text{m}$  in size at the point of measurement. The composition of the particles was found to be dominated by Cs, Sn and U: while the Cs and Sn mass contributions remained constant and very similar in mass, U was relatively minor in the first hour at 1860 K evolving to be the main contributor in the third (very approximately: 42 % U, 26 % Sn, 33 % Cs). Neither break down of composition by particle size nor statistical size information was measured.

#### 9.2.1.2 PBF-SFD

Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56  $\mu\text{m}$  (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56  $\mu\text{m}$ ) while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and “below detection limit” is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1.

### 9.2.2 Aerosols in the containment

#### 9.2.2.1 PHEBUS FP

The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4  $\mu\text{m}$  at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5  $\mu\text{m}$  before stabilizing at 3.35  $\mu\text{m}$ ; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0  $\mu\text{m}$ . Geometric-mean diameter ( $d_{50}$ ) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65  $\mu\text{m}$ ; a SEM image of a deposit is shown in Fig. 9.2-2. In both tests the geometric standard deviation of the lognormal distribution was fairly constant at a value of around 2.0. There was clear evidence that aerosol composition varied very little as a function of particle size except for the late settling phase of the FPT1 test: during this period, the smallest particles were found to be cesium-rich. In terms of chemical speciation, X-ray techniques were used on some deposits and there also exist many data on the solubilities of the different elements in numerous deposits giving a clue as to the potential forms of some of the elements. However, post-test oxidation of samples cannot be excluded since storage times were long (months) and the value of speculating on potential speciation on the basis of the available information is debatable. Nevertheless, there is clear evidence that some elements reached higher states of oxidation in the containment when compared to their chemical form in the circuit.

試験名又は報告書名等	試験の概要
AFCLが実施した実験	CANDUのジルカロイ被覆管燃料を使用した、1次系でも核分裂生成物の挙動についての試験
PBF-SFD	米国アイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい並びに核分裂生成物及び水素の放出についての試験
PHEBUS FP	フランスカダラッシュ研究所のPHEBUS研究炉で実施された、シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験



## 補足 9 実効放出継続時間の設定について

大気拡散評価に用いる実効放出継続時間は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」※<sup>1</sup>に従い、事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値として計算する。実効放出継続時間は、大気拡散評価で放出継続時間を考慮した単位時間当たりの拡散係数を求めるために設定するものであり、被ばく評価においては、評価対象期間の放出率に拡散係数を乗じることにより大気拡散を考慮した評価を行う。

実効放出継続時間は放出経路ごとに設定しており、原子炉建屋、非常用ガス処理系排気筒及び格納容器フィルタベント系排気口のそれぞれの放出経路について実効放出継続時間を計算した結果を第1表～第2表に示す。

原子炉建屋及び格納容器フィルタベント系からの放出の実効放出継続時間は1時間程度であり、非常用ガス処理系排気筒からの放出の実効放出継続時間は20時間～30時間程度となっている。

大気拡散評価に用いる風速、風向などの気象データは、1時間ごとのデータとして整理されており、実効放出継続時間として設定できる最小単位は1時間である。

また、実効放出継続時間を2時間以上で設定した場合、その期間に同一風向の風が吹き続けることを想定し、その期間の拡散係数の平均を単位時間当たりの拡散係数としている。なお、平均する期間に異なる風向が含まれる場合は、拡散係数を0として平均を計算する。このため、実効放出継続時間が長くなるほど平均される期間が長くなり拡散係数は小さい傾向となる。

このことから、フィルタベント実施に伴う被ばく評価では、保守的に被ばく評価上の影響が大きい原子炉建屋及び格納容器フィルタベント系からの放出における実効放出継続時間である1時間を適用し大気拡散評価を行った。



なお、参考として実効放出継続時間の違いによる拡散係数（相対濃度，相対線量）の変化について第 3 表に示す。

また，評価対象期間の放出率及び拡散係数（相対線量）から行う被ばく評価の例として，第二弁開操作後（S / C からベントを行う場合）に大気中へ放出された放射性物質による屋外移動時の外部被ばく評価結果について第 4 表に示す。

※ 1 （気象指針解説抜粋）

- (3) 実効放出継続時間（T）は，想定事故の種類によって放出率に変化があるので，放出モードを考慮して適切に定めなければならないが，事故期間中の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値を用いることもひとつの方法である。



第1表 S/Cからベントを行う場合の実効放出継続時間

放出経路	① 放出量 (Bq)			② 最大放出率 (Bq/h)			①÷② 実効放出継続時間 (h)		
	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	フィルタベント 放出分	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	フィルタベント 放出分	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	フィルタベント 放出分
希ガス	約 $4.6 \times 10^{15}$	約 $3.1 \times 10^{16}$	約 $8.9 \times 10^{18}$	約 $3.1 \times 10^{15}$	約 $1.2 \times 10^{15}$	約 $8.7 \times 10^{18}$	約 1.5	約 25.1	約 1.0
希ガス以外	約 $1.3 \times 10^{15}$	約 $1.6 \times 10^{15}$	約 $7.2 \times 10^{15}$	約 $9.2 \times 10^{14}$	約 $6.2 \times 10^{13}$	約 $7.1 \times 10^{15}$	約 1.4	約 26.3	約 1.0

第2表 D/Wからベントを行う場合の実効放出継続時間

放出経路	① 放出量 (Bq)			② 最大放出率 (Bq/h)			①÷② 実効放出継続時間 (h)		
	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	フィルタベント 放出分	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	フィルタベント 放出分	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	フィルタベント 放出分
希ガス	約 $4.6 \times 10^{15}$	約 $3.1 \times 10^{16}$	約 $8.8 \times 10^{18}$	約 $3.1 \times 10^{15}$	約 $1.2 \times 10^{15}$	約 $7.4 \times 10^{18}$	約 1.5	約 25.2	約 1.2
希ガス以外	約 $1.3 \times 10^{15}$	約 $1.7 \times 10^{15}$	約 $7.5 \times 10^{15}$	約 $9.2 \times 10^{14}$	約 $6.3 \times 10^{13}$	約 $6.4 \times 10^{15}$	約 1.4	約 26.4	約 1.2



第 3 表 実効放出継続時間の違いによる拡散係数の変更

	相対濃度 ( $s/m^3$ )	相対線量 ( $Gy/Bq$ )
1 時間	$3.0 \times 10^{-6}$	$1.2 \times 10^{-19}$
5 時間	$2.9 \times 10^{-6}$	$8.8 \times 10^{-20}$
10 時間	$1.7 \times 10^{-6}$	$7.5 \times 10^{-20}$
20 時間	$1.2 \times 10^{-6}$	$6.2 \times 10^{-20}$

第 4 表 第二弁開操作後（S/C からベントを行う場合）に大気に放出された放射性物質による屋外移動時の外部被ばく評価結果

項 目	ベント実施後に大気中へ放出された放射性物質による屋外移動時の外部被ばく評価		備 考
放出経路	非常用ガス処理系 排気筒	格納容器フィルタベント系 排気口	ベント実施後の放出経路
放出率 ( $Bq/h$ )	約 $3.3 \times 10^{14}$	約 $8.3 \times 10^{13}$	(①) 事故後約 22 時間～約 23 時間の放出率
相対線量 ( $Gy/Bq$ )	約 $1.2 \times 10^{-19}$	約 $8.7 \times 10^{-19}$	(②) 実効放出継続時間 1 時間の相対線量（拡散係数）
線量率※ ( $mSv/h$ )	約 $3.8 \times 10^{-2}$	約 $7.1 \times 10^{-2}$	(①×②× $10^3$ ) 評価対象期間の線量率
屋外移動時 線量率 ( $mSv/h$ )	約 $1.1 \times 10^{-1}$		

※事故時においては換算係数を  $1Sv/Gy$  として計算



補足 10 フィルタベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価で  
考慮している線源の選定について

フィルタベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価では、放出する放射性物質による被ばく経路として以下の被ばく経路を考慮している。

- ・ 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく
- ・ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
- ・ 外気から作業場所に流入した放射性物質による被ばく
- ・ ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく
- ・ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

上記の被ばく経路以外にアクセスルート等には、第 1 表に示すとおり、換気系フィルタ、貯蔵タンク等の線源となる設備があるが、設備からアクセスルート等が十分に離れていること、設備とアクセスルートの間の壁に十分な遮蔽効果が得られること、移動時間を考慮すると設備からの影響は短時間であることなどから、被ばく評価への影響が小さいため評価上考慮していない。

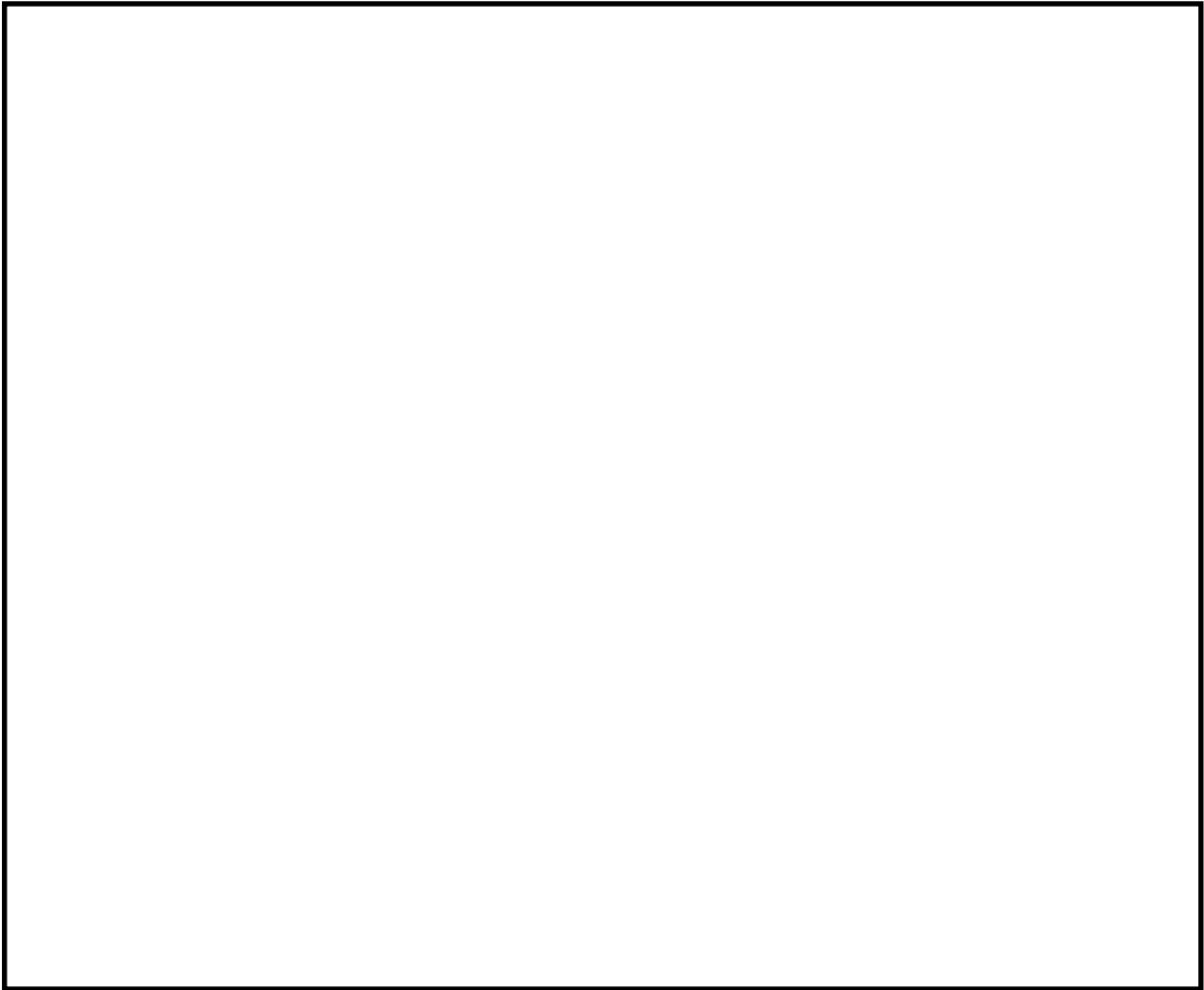


第 1 表 線源となる設備とアクセスルート等への影響について

設 備※	考慮していない理由	離隔距離, 遮蔽厚等	アクセスルート等 における線量率	設備位置
非常用ガス処理系フィルタ, 非常用ガス再循環系フィルタ	原子炉建屋原子炉棟 5F の設備であり, アクセスルート等から十分離れており, 設備とアクセスルートの間には原子炉建屋原子炉棟の壁, 床があり十分な遮蔽効果に期待でき, 被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚 (床, 壁) : 約 100 cm 距 離: 10m 以上	$10^{-1}$ mSv/h 以下	① (第 6 図)
中央制御室換気系フィルタ	アクセスルートから十分に離れており, 移動時における影響は短時間であり被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚: なし 距 離: 10m 以上	0.5 mSv/h	② (第 4 図)
凝集沈殿装置供給ポンプ	アクセスルートから十分に離れており, アクセスルート等の間には補助遮蔽がある。また, 移動時における影響は短時間であることから被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚: 約 100 cm 距 離: 20m 以上	$10^{-2}$ mSv/h 以下	③ (第 3 図)
凝集沈殿装置供給タンク	アクセスルートから十分に離れており, アクセスルート等の間には補助遮蔽がある。また, 移動時における影響は短時間であることから被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚: 約 100 cm 距 離: 10m 以上	$10^{-2}$ mSv/h 以下	④ (第 3 図)
廃液濃縮機	アクセスルートから十分に離れており, アクセスルートとの間には補助遮蔽がある。また, 移動時における影響は短時間であることから被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚: 約 80 cm 距 離: 10m 以上	$10^{-2}$ mSv/h 以下	⑤ (第 4 図)
廃液濃縮機循環ポンプ	アクセスルート等の間には補助遮蔽があり, 移動時における影響は短時間であることから被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚: 約 80 cm 距 離: 1m 以上	$10^{-2}$ mSv/h 以下	⑥ (第 3 図)
フィルタ装置格納槽	アクセスルートから十分に離れており, フィルタ装置格納槽からの直接線等は遮蔽設備により十分に低い線量となるため。	遮蔽厚: 約 180 cm 距 離: 40m 以上	$10^{-2}$ mSv/h 以下	⑦ (第 1 図)

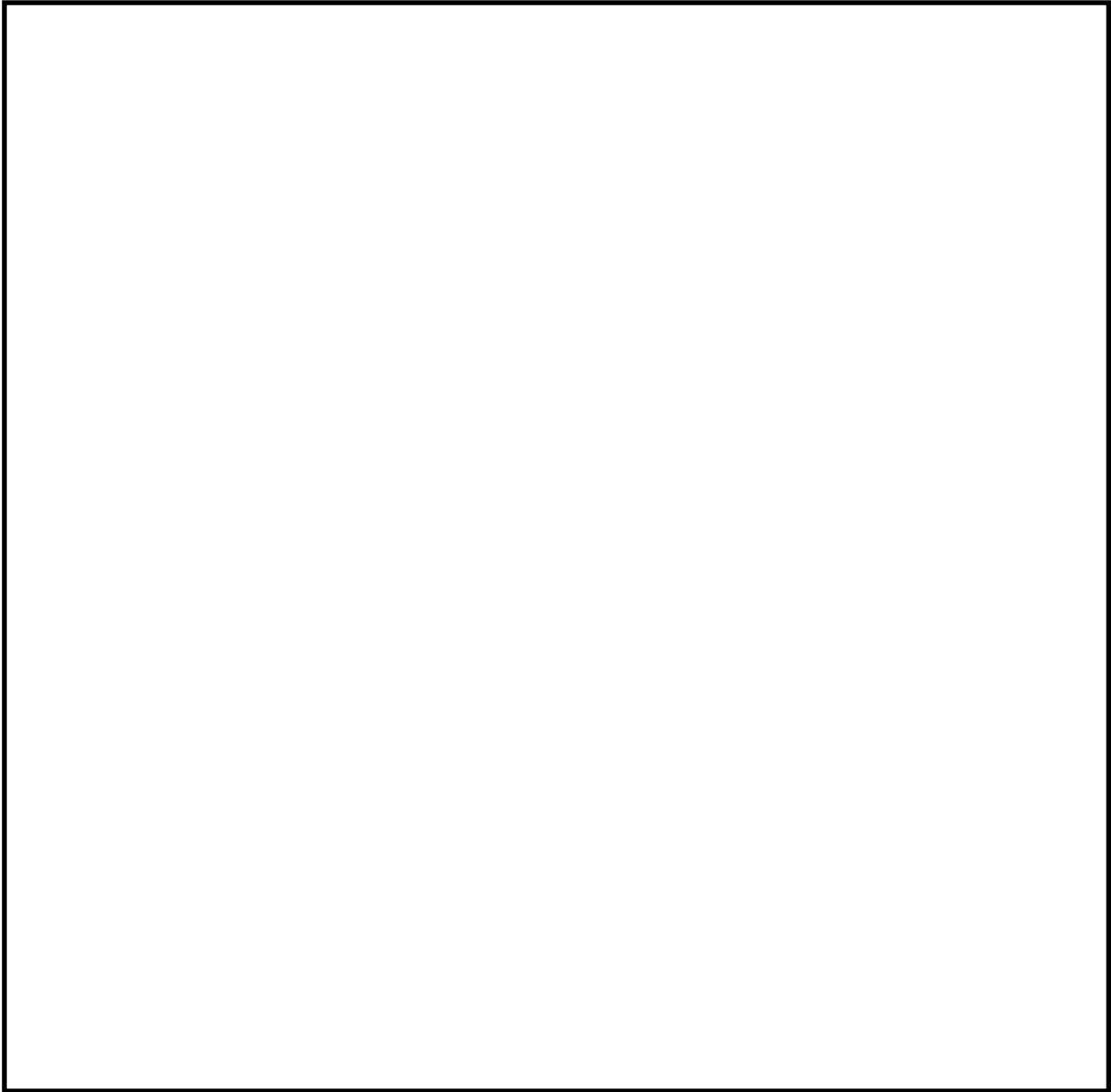
※ 表の設備以外にも貯蔵タンク等があるが, 管理区域の区域区分 I 又は II ( $0.1$  mSv/h 未満) にある設備であり, 被ばく評価上影響は小さい。





第 1 図 屋外アクセスルート





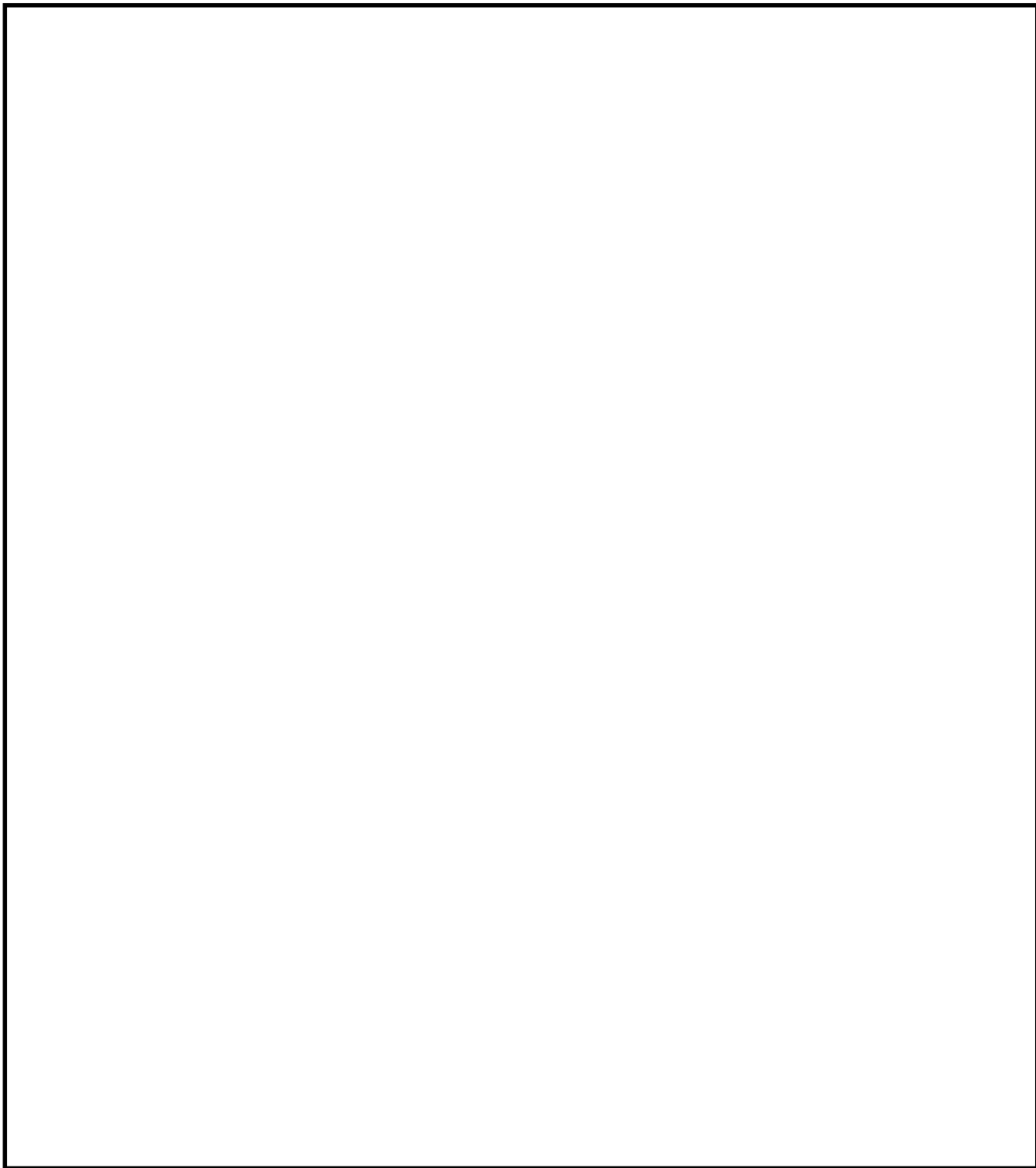
第 2 図 原子炉建屋 1 階の操作場所及びアクセスルート





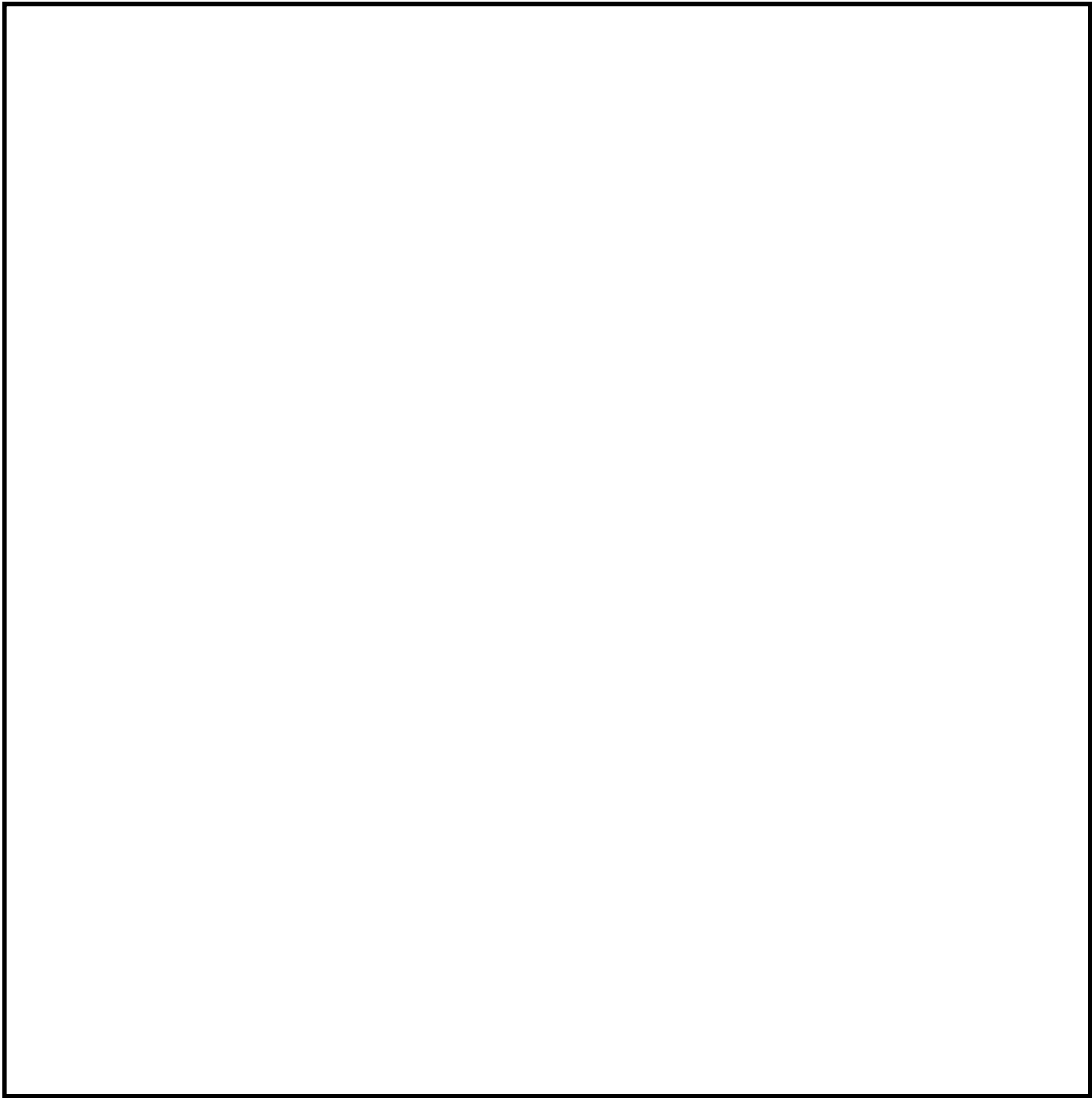
第 3 図 原子炉建屋 2 階の操作場所及びアクセスルート





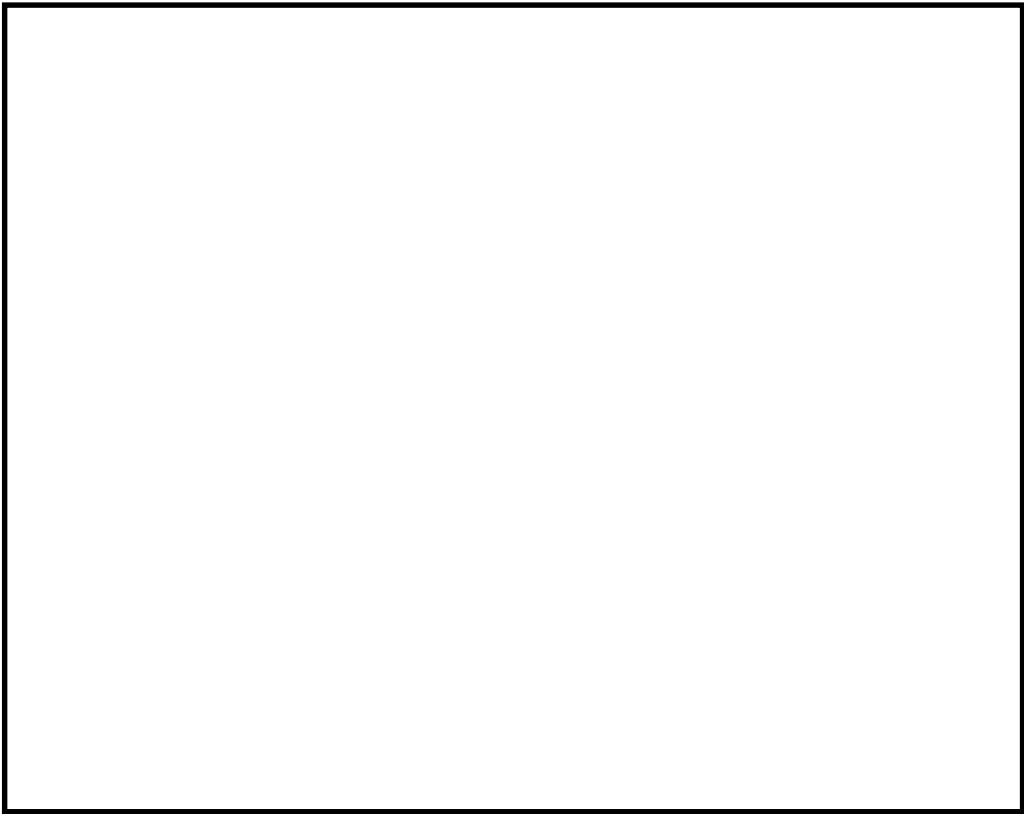
第 4 図 原子炉建屋 3 階及び原子炉建屋附属棟 4 階の  
操作場所及びアクセスルート



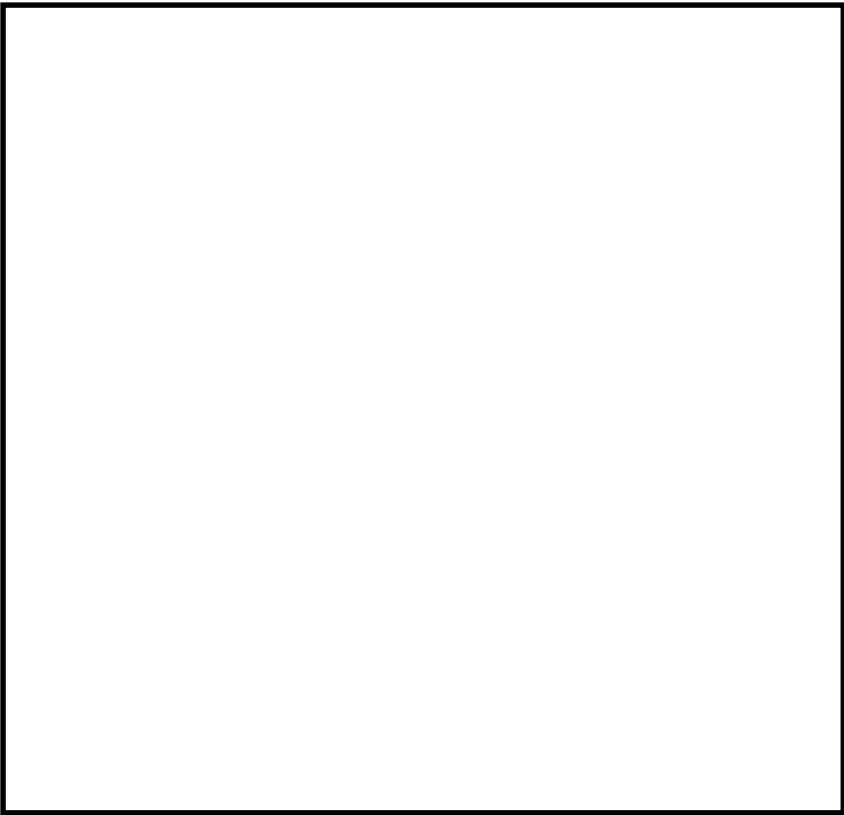


第 5 図 原子炉建屋 4 階の操作場所及びアクセスルート





第 6 図 原子炉建屋 5 階



第 7 図 原子炉建屋 6 階



## 補足 11 線量評価に用いた気象データについて

## 1. はじめに

新規制基準適合性に係る設置変更許可申請に当たっては、東海第二発電所敷地内で 2005 年度に観測された風向、風速等を用いて線量評価を行っている。本補足資料では、2005 年度の気象データを用いて線量評価することの妥当性について説明する。

## 2. 設置変更許可申請において 2005 年度の気象データを用いた理由

線量評価には「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下、気象指針という。）に基づき統計処理された気象データを用いる。また、気象データのほかに放射性物質の放出量、排気筒高さ等のプラントデータ、評価点までの距離、排気筒有効高さ（風洞実験結果）等のデータが必要となる。

設置変更許可申請における線量評価については、敷地の気象の代表性が確認された 2005 年度の気象データを用いた風洞実験結果※を用いている。

※：風洞実験は平常時、事故時の放出源高さで平地実験、模型実験を行い排気筒の有効高さを求めている。平常時の放出源高さの設定に当たっては、吹上げ高さを考慮しており、吹上げ高さの計算に 2005 年度の気象データ（風向別風速逆数の平均）を用いている。

## 3. 2005 年度の気象データを用いて線量評価することの妥当性

線量評価に用いる気象データについては、気象指針に従い統計処理された 1 年間の気象データを使用している。気象指針（参考参照）では、その年の気象がとくに異常であるか否かを最寄の気象官署の気象資料を用いて調査することが望ましいとしている。



以上のことから、2005 年度の気象データを用いることの妥当性を最新の気象データと比較し、以下の(1) (2)について確認する。

- (1) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度
- (2) 異常年検定

#### 4. 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度と異常年検定の評価結果

##### (1) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度の最新の気象との比較

想定事故時の線量計算に用いる相対濃度について、線量評価に用いる気象（2005 年度）と最新の気象（2015 年度）との比較を行った。その結果、2005 年度気象での相対濃度※は  $2.01 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$ ，2015 年度気象では  $2.04 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$  である。2005 年度に対し 2015 年度の相対濃度は約 1% の増加（気象指針に記載の相対濃度の年変動の範囲 30% 以内）であり、2005 年度の気象データに特異性はない。

※：排気筒放出における各方位の 1 時間毎の気象データを用いた年間の相対濃度を小さい方から累積し、その累積頻度が 97% に当たる相対濃度を算出し、各方位の最大値を比較

##### (2) 異常年検定

###### a. 検定に用いた観測記録

検定に用いた観測記録は第 1 表のとおりである。

なお、参考として、最寄の気象官署（水戸地方気象台，小名浜特別地域気象観測所）の観測記録についても使用した。



第 1 表 検定に用いた観測記録

検定年	統計年※ <sup>1</sup>	観測地点※ <sup>2</sup>
2005 年度： 2005 年 4 月 ～ 2006 年 3 月	① 2001 年 4 月～2013 年 3 月 (申請時最新 10 年の気象データ)	・ 敷地内観測地点 (地上高 10m, 81m, 140m)
	② 2004 年 4 月～2016 年 3 月 (最新 10 年の気象データ)	・ 敷地内観測地点 (地上高 10m, 81m, 140m)  ＜参考＞ ・ 水戸地方気象台 ・ 小名浜特別地域気象観測所

※1：2006 年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外

※2:敷地内観測地点地上 81m は東海発電所の排気筒付近のデータであるが、  
気象の特異性を確認するため評価

#### b. 検定方法

不良標本の棄却検定に関する F 分布検定の手順により異常年検定を行った。

#### c. 検定結果（①～⑯ 棄却検定表参照）

検定結果は第 2 表のとおりであり、最新の気象データ（2004 年 4 月～2016 年 3 月）を用いた場合でも、有意水準（危険率）5%での棄却数は少なく、有意な増加はない。また、最寄の気象官署の気象データにおいても、有意水準（危険率）5%での棄却数は少なく、2005 年度の気象データは異常年とは判断されない。



第 2 表 検定結果

検定年	統計年※1	棄却数				
		敷地内観測地点			参 考	
		地上高 10m	地上高 81m※2	地上高 140m	水戸地方 気象台	小名浜特 別地域気 象観測所
2005 年度	①	1 個	0 個	3 個	—	—
	②	3 個	1 個	4 個	1 個	3 個

※1：①：2001 年 4 月～2013 年 3 月（申請時最新 10 年の気象データ）

②：2004 年 4 月～2016 年 3 月（最新 10 年の気象データ）

2006 年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外

※2:敷地内観測地点地上 81m は東海発電所の排気筒付近のデータであるが、  
気象の特異性を確認するため評価

## 5. 異常年検定による棄却項目の線量評価に与える影響

異常年検定については、風向別出現頻度 17 項目、風速階級別出現頻度 10 項目についてそれぞれ検定を行っている。

線量評価に用いる気象(2005 年度)を最新の気象データ(2004 年 4 月～2016 年 3 月)にて検定した結果、最大の棄却数は地上高 140m の観測地点で 27 項目中 4 個であった。棄却された項目について着目すると、棄却された項目は全て風向別出現頻度であり、その方位は E N E, E, E S E, S S W である。

ここで、最新の気象データを用いた場合の線量評価への影響を確認するため、棄却された各風向の相対濃度について、2005 年度と 2015 年度を第 3 表



のとおり比較した。

E N E, E, E S Eについては2005年度に対し2015年度は0.5～0.9倍程度の相対濃度となり、2005年度での評価は保守的な評価となっており、線量評価結果への影響を与えない。なお、S S Wについては2005年度に対し2015年度は約1.1倍の相対濃度とほぼ同等であり、また、S S Wは頻度が比較的低く相対濃度の最大方位とはならないため線量評価への影響はない。

第3表 棄却された各風向の相対濃度の比較結果

風向	相対濃度※ (s/m <sup>3</sup> ) (2005年度) : A	相対濃度※ (s/m <sup>3</sup> ) (2015年度) : B	比 (B/A)
E N E	$1.456 \times 10^{-6}$	$1.258 \times 10^{-6}$	0.864
E	$1.982 \times 10^{-6}$	$1.010 \times 10^{-6}$	0.510
E S E	$1.810 \times 10^{-6}$	$1.062 \times 10^{-6}$	0.587
S S W	$1.265 \times 10^{-6}$	$1.421 \times 10^{-6}$	1.123

※：燃料集合体落下事故を想定した排気筒放出における、各方位の1時間毎の気象データを用いた年間の相対濃度を小さい方から累積し、その累積頻度が97%に当たる相対濃度を算出

## 6. 結 論

2005年度の気象データを用いることの妥当性を最新の気象データとの比較により評価した結果は以下のとおり。

- (1) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度について、線量評価に用いる気象（2005年度）と最新の気象（2015年度）での計算結果について比較を行った結果、気象指針に記載されている相対濃度の年変動（30%以内）の範囲に収まり、2005年度の気象データに特異性はない。



(2) 2005 年度の気象データについて申請時の最新気象データ（2001 年 4 月～2013 年 3 月）及び最新気象データ（2004 年 4 月～2016 年 3 月）で異常年検定を行った結果、棄却数は少なく、有意な増加はない。また、気象指針にて調査することが推奨されている最寄の気象官署の気象データにおいても、2005 年度の気象データは棄却数は少なく、異常年とは判断されない。

(3) 異常年検定にて棄却された風向の相対濃度については、最新気象データと比べて保守的、あるいは、ほぼ同等となっており、線量評価結果への影響を与えない。

以上より、2005 年度の気象データを線量評価に用いることは妥当である。



## ① 棄却検定表（風向）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（％）

統計年 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.96	5.85	3.78	3.40	5.01	4.27	4.11	4.62	4.43	4.50	4.39	3.52	6.02	2.77	○
NNE	8.89	8.15	6.91	6.22	11.41	13.51	18.30	14.74	15.31	14.20	11.76	6.67	21.42	2.11	○
NE	19.71	24.49	23.29	18.45	18.06	20.80	16.75	14.99	14.71	13.60	18.49	18.41	27.13	9.84	○
ENE	8.31	8.38	10.04	8.97	7.09	6.97	5.51	5.25	5.40	4.10	7.00	9.80	11.55	2.46	○
E	4.39	3.76	4.56	4.42	4.59	4.14	3.49	3.17	3.13	1.70	3.74	5.55	5.88	1.59	○
ESE	2.79	2.86	2.93	2.99	2.32	2.85	2.26	2.26	2.22	2.20	2.57	3.66	3.37	1.76	×
SE	2.90	2.61	2.95	2.66	2.15	2.85	2.59	2.74	2.82	3.00	2.73	3.09	3.31	2.14	○
SSE	3.35	3.34	3.74	3.54	3.69	3.73	4.18	4.89	4.68	5.50	4.06	3.32	5.80	2.33	○
S	5.00	4.13	5.02	6.63	6.33	5.38	5.19	6.03	5.83	7.00	5.65	4.99	7.72	3.59	○
SSW	3.79	3.56	4.35	5.02	4.54	4.55	4.43	5.35	4.76	5.70	4.61	3.13	6.15	3.06	○
SW	4.32	4.90	4.93	5.16	3.92	3.40	4.53	5.16	5.76	5.40	4.75	3.67	6.44	3.06	○
WSW	4.38	4.09	3.53	4.31	4.66	3.29	4.11	4.67	4.07	4.70	4.18	4.25	5.31	3.05	○
W	5.44	4.16	4.23	4.65	3.89	3.81	4.47	5.55	4.26	4.40	4.49	5.13	5.88	3.09	○
WNW	5.95	5.05	6.19	6.71	5.87	6.13	6.26	6.05	6.37	6.30	6.09	7.65	7.12	5.06	×
NW	7.95	7.42	7.60	9.12	9.02	8.06	7.95	7.99	8.94	10.10	8.42	9.54	10.41	6.42	○
NNW	7.63	6.60	5.19	6.97	7.03	5.86	4.90	5.27	5.98	6.60	6.20	6.53	8.35	4.05	○
CALM	1.24	0.65	0.75	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.2	0.90	1.10	1.73	0.06	○

注1) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

## ② 棄却検定表（風速）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（％）

統計年 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	1.24	0.65	0.75	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.20	0.90	1.10	1.73	0.06	○
0.5～1.4	6.70	5.19	5.56	6.43	5.00	4.91	6.14	6.91	6.97	7.40	6.12	6.99	8.26	3.98	○
1.5～2.4	10.58	8.92	9.61	11.42	8.63	9.44	10.82	11.16	10.43	11.00	10.20	11.28	12.53	7.87	○
2.5～3.4	12.17	11.15	12.55	13.72	11.36	12.24	11.61	12.66	12.49	12.40	12.24	14.10	13.99	10.48	×
3.5～4.4	12.57	12.25	12.80	13.58	12.63	13.41	13.26	12.52	12.24	12.10	12.74	13.85	13.97	11.51	○
4.5～5.4	11.54	10.97	11.30	12.07	13.08	12.09	12.67	13.40	12.60	11.00	12.07	12.03	14.11	10.03	○
5.5～6.4	10.66	9.62	10.10	9.68	11.98	10.33	10.78	10.64	10.24	10.00	10.40	9.92	12.02	8.79	○
6.5～7.4	7.67	8.18	8.82	7.95	8.74	8.28	8.19	8.89	8.08	8.60	8.34	7.40	9.30	7.38	○
7.5～8.4	6.17	7.68	7.35	5.34	6.97	7.05	5.91	6.39	6.28	7.30	6.64	5.51	8.40	4.89	○
8.5～9.4	5.14	6.84	6.01	5.03	5.60	4.77	5.03	4.82	5.52	6.00	5.48	4.82	7.03	3.92	○
9.5以上	15.56	18.54	15.15	14.02	15.61	17.08	14.61	11.35	13.84	13.00	14.88	13.00	19.70	10.05	○

注1) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。



## ③ 棄却検定表（風向）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（％）

統計年 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	4.09	4.59	3.42	3.25	4.84	4.64	4.84	5.88	5.68	5.5	4.67	3.79	6.79	2.56	○
NNE	8.41	7.81	7.03	6.03	10.15	12.15	17.45	14.51	16.54	14.50	11.46	6.60	21.28	1.64	○
NE	17.97	21.91	21.50	17.51	16.08	19.04	16.64	13.25	12.20	11.40	16.75	17.88	25.36	8.14	○
ENE	7.76	8.22	9.86	7.84	6.78	7.22	5.33	4.72	3.74	3.30	6.48	8.95	11.52	1.44	○
E	3.34	3.80	4.30	4.02	4.35	4.18	3.00	2.48	2.26	1.80	3.35	4.32	5.55	1.16	○
ESE	2.40	2.79	2.47	2.75	2.29	2.79	2.30	2.05	1.83	1.70	2.34	2.77	3.26	1.42	○
SE	2.74	2.86	2.96	2.80	2.21	2.96	2.89	2.53	2.99	3.20	2.81	2.75	3.47	2.16	○
SSE	3.78	3.48	3.96	3.77	3.74	3.90	4.83	5.80	4.88	6.10	4.42	4.16	6.63	2.22	○
S	4.77	3.66	4.43	6.82	5.76	4.74	4.64	5.94	5.42	5.70	5.19	4.88	7.35	3.03	○
SSW	2.86	2.56	3.20	3.86	3.40	3.06	3.59	4.46	4.16	4.30	3.55	2.43	5.07	2.02	○
SW	3.26	3.62	3.42	3.63	3.07	2.30	2.96	3.33	4.04	4.10	3.37	2.64	4.63	2.11	○
WSW	3.32	3.33	3.11	3.09	3.28	2.75	3.08	3.37	3.10	3.80	3.22	3.08	3.87	2.58	○
W	4.53	4.08	4.57	4.17	4.04	3.59	4.13	5.19	4.29	4.40	4.30	4.58	5.30	3.30	○
WNW	8.29	7.52	8.02	9.03	7.66	7.81	8.17	8.29	8.59	8.70	8.21	9.14	9.34	7.08	○
NW	15.13	13.32	12.41	15.17	15.33	12.82	10.66	11.34	13.08	14.10	13.34	15.31	17.17	9.50	○
NNW	6.67	5.88	4.76	5.67	6.32	5.42	4.60	5.65	6.05	6.30	5.73	6.03	7.32	4.15	○
CALM	0.65	0.58	0.59	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	0.81	0.69	1.41	0.21	○

注1) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

## ④ 棄却検定表（風速）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（％）

統計年 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	0.65	0.58	0.59	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	0.81	0.69	1.41	0.21	○
0.5～1.4	4.92	4.95	5.23	5.62	4.89	5.08	6.94	7.56	7.82	7.80	6.08	5.79	9.13	3.03	○
1.5～2.4	10.06	10.15	10.09	11.31	9.38	10.83	12.09	12.36	12.35	12.90	11.15	10.58	14.05	8.25	○
2.5～3.4	13.91	14.28	14.41	14.52	13.35	14.11	14.46	16.20	14.86	14.10	14.42	15.24	16.19	12.65	○
3.5～4.4	15.55	14.93	14.78	16.34	14.98	15.93	15.47	15.05	15.26	14.60	15.29	16.48	16.57	14.01	○
4.5～5.4	13.97	12.98	12.75	13.85	14.76	13.52	13.42	13.75	12.61	12.80	13.44	13.66	15.04	11.84	○
5.5～6.4	11.36	10.40	11.85	10.73	11.54	10.67	10.40	10.51	9.52	10.40	10.74	11.14	12.35	9.13	○
6.5～7.4	8.16	8.38	8.75	7.90	8.66	7.72	7.14	7.22	7.49	8.10	7.95	8.04	9.29	6.62	○
7.5～8.4	6.41	6.50	6.98	5.44	6.25	5.74	5.23	5.40	6.17	6.10	6.02	5.64	7.35	4.70	○
8.5～9.4	4.97	5.31	4.65	4.10	4.85	4.30	4.12	3.20	4.43	4.40	4.43	4.02	5.81	3.06	○
9.5以上	10.04	11.52	9.92	9.58	10.65	11.45	9.84	7.54	8.37	7.80	9.67	8.74	12.98	6.36	○

注1) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。



## ⑤ 棄却検定表（風向）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.29	3.24	2.85	2.50	2.57	2.17	2.52	2.81	2.62	2.40	2.70	2.15	3.54	1.85	○
NNE	12.39	12.29	12.11	10.30	7.29	9.57	11.21	9.18	11.62	8.50	10.45	9.93	14.64	6.26	○
NE	12.70	15.12	17.57	13.28	15.17	17.51	16.15	12.25	12.18	11.60	14.35	15.15	19.68	9.02	○
ENE	3.27	3.57	3.90	3.74	5.42	6.41	5.52	5.07	4.14	6.40	4.74	4.49	7.52	1.97	○
E	2.51	2.86	2.84	2.62	3.05	2.44	2.85	2.19	1.78	1.80	2.49	2.60	3.55	1.43	○
ESE	3.04	3.68	3.30	3.81	3.44	3.44	3.98	3.36	3.25	2.30	3.36	3.49	4.46	2.26	○
SE	5.14	5.79	5.80	5.63	4.29	4.37	4.59	5.21	4.53	4.60	5.00	5.73	6.40	3.59	○
SSE	4.00	3.66	3.99	5.62	5.03	4.47	4.63	6.32	5.73	6.00	4.95	4.59	7.16	2.73	○
S	2.41	2.22	2.63	3.85	3.68	3.79	3.25	4.55	3.54	4.20	3.41	2.31	5.25	1.57	○
SSW	3.52	3.26	3.07	3.20	3.19	2.35	3.28	3.64	3.38	3.40	3.23	2.36	4.06	2.40	×
SW	1.37	0.79	1.35	1.08	1.53	1.09	1.06	1.00	1.12	1.30	1.17	1.22	1.68	0.66	○
WSW	2.94	2.70	2.48	2.15	1.44	1.25	2.47	2.66	2.34	1.90	2.23	2.40	3.54	0.92	○
W	12.93	11.05	10.01	11.71	4.73	4.55	6.91	6.99	7.88	6.30	8.31	10.13	15.30	1.31	○
WNW	19.82	18.95	18.46	19.53	24.91	22.81	21.72	22.62	22.60	22.90	21.43	21.68	26.45	16.42	○
NW	6.86	6.86	6.03	6.52	9.65	8.87	6.09	7.67	8.35	10.90	7.78	7.42	11.65	3.91	○
NNW	2.97	2.92	2.33	2.61	3.51	3.10	2.43	2.87	3.04	3.50	2.93	2.65	3.87	1.99	○
CALM	0.82	1.03	1.29	1.85	1.11	1.82	1.35	1.6	1.9	2.00	1.48	1.69	2.46	0.49	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2001年度を追加した。

## ⑥ 棄却検定表（風速）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	0.82	1.03	1.29	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.48	1.69	2.46	0.49	○
0.5~1.4	12.24	12.79	13.24	14.96	14.40	15.93	13.88	15.83	15.92	16.70	14.59	15.14	18.20	10.98	○
1.5~2.4	30.43	30.39	28.56	31.22	32.03	33.39	32.69	32.91	33.15	31.40	31.62	32.77	35.24	28.00	○
2.5~3.4	22.23	21.48	21.80	22.97	21.70	21.95	23.48	23.08	23.60	21.90	22.42	20.88	24.29	20.55	○
3.5~4.4	10.85	10.91	11.31	9.77	10.95	10.88	10.69	11.19	10.19	10.70	10.74	10.16	11.83	9.66	○
4.5~5.4	7.69	8.16	9.27	6.25	6.89	6.66	7.22	6.75	6.01	7.10	7.20	7.09	9.49	4.91	○
5.5~6.4	5.21	6.40	6.23	4.34	4.69	4.15	3.91	3.58	4.17	4.50	4.72	4.79	6.97	2.46	○
6.5~7.4	4.20	4.07	3.92	3.30	3.31	2.25	2.60	2.02	2.44	2.60	3.07	3.01	4.96	1.18	○
7.5~8.4	2.84	2.51	2.18	2.34	2.24	1.20	1.70	1.39	1.25	1.60	1.93	2.29	3.28	0.57	○
8.5~9.4	1.77	1.12	1.07	1.33	1.24	0.86	1.20	0.72	0.60	0.70	1.06	1.09	1.90	0.22	○
9.5以上	1.70	1.13	1.13	1.67	1.45	0.90	1.30	0.94	0.75	0.80	1.18	1.10	1.99	0.36	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2001年度を追加した。



## ⑦ 棄却検定表（風向）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（％）

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.40	5.01	4.27	4.11	4.62	4.43	4.50	4.48	4.38	5.20	4.44	3.52	5.60	3.28	○
NNE	6.22	11.41	13.51	18.30	14.74	15.31	14.10	11.42	14.59	20.56	14.02	6.67	23.32	4.72	○
NE	18.45	18.06	20.80	16.75	14.99	14.71	13.66	15.68	13.11	13.60	15.98	18.41	21.91	10.05	○
ENE	8.97	7.09	6.97	5.51	5.25	5.40	4.16	5.74	5.59	4.95	5.96	9.80	9.21	2.72	×
E	4.42	4.59	4.14	3.49	3.17	3.13	1.65	3.02	3.06	3.04	3.37	5.55	5.40	1.34	×
ESE	2.99	2.32	2.85	2.26	2.26	2.22	2.17	2.00	2.36	2.20	2.36	3.66	3.10	1.62	×
SE	2.66	2.15	2.85	2.59	2.74	2.82	2.98	2.99	2.79	2.26	2.69	3.09	3.36	2.01	○
SSE	3.54	3.69	3.73	4.18	4.89	4.68	5.52	4.76	5.29	5.12	4.54	3.32	6.23	2.85	○
S	6.63	6.33	5.38	5.19	6.03	5.83	6.96	6.48	5.87	5.76	6.04	4.99	7.36	4.73	○
SSW	5.02	4.54	4.55	4.43	5.35	4.76	5.68	6.07	4.89	5.45	5.08	3.13	6.37	3.78	×
SW	5.16	3.92	3.40	4.53	5.16	5.76	5.38	4.94	4.64	5.05	4.79	3.67	6.46	3.13	○
WSW	4.31	4.66	3.29	4.11	4.67	4.07	4.63	4.81	5.16	4.10	4.38	4.25	5.62	3.14	○
W	4.65	3.89	3.81	4.47	5.55	4.26	4.40	4.64	5.07	4.24	4.50	5.13	5.74	3.26	○
WNW	6.71	5.87	6.13	6.26	6.05	6.37	6.29	6.75	7.56	5.62	6.36	7.65	7.65	5.07	○
NW	9.12	9.02	8.06	7.95	7.99	8.94	10.14	8.95	9.69	6.99	8.68	9.54	10.90	6.47	○
NNW	6.97	7.03	5.86	4.90	5.27	5.98	6.57	6.52	5.08	4.81	5.90	6.53	7.92	3.88	○
CALM	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.21	0.75	0.88	1.04	0.90	1.10	1.68	0.12	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

## ⑧ 棄却検定表（風速）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（％）

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.21	0.75	0.88	1.04	0.90	1.10	1.68	0.12	○
0.5～1.4	6.43	5.00	4.91	6.14	6.91	6.97	7.32	5.92	6.20	6.78	6.26	6.99	8.18	4.33	○
1.5～2.4	11.42	8.63	9.44	10.82	11.16	10.43	10.94	10.58	9.76	10.98	10.42	11.28	12.50	8.33	○
2.5～3.4	13.72	11.36	12.24	11.61	12.66	12.49	12.38	12.89	12.13	13.45	12.49	14.10	14.24	10.75	○
3.5～4.4	13.58	12.63	13.41	13.26	12.52	12.24	12.12	14.22	13.05	13.51	13.05	13.85	14.64	11.47	○
4.5～5.4	12.07	13.08	12.09	12.67	13.40	12.60	11.01	12.52	12.25	11.78	12.35	12.03	13.95	10.75	○
5.5～6.4	9.68	11.98	10.33	10.78	10.64	10.24	10.01	10.35	11.29	9.51	10.48	9.92	12.23	8.73	○
6.5～7.4	7.95	8.74	8.28	8.19	8.89	8.08	8.62	8.57	9.22	7.47	8.40	7.40	9.61	7.19	○
7.5～8.4	5.34	6.97	7.05	5.91	6.39	6.28	7.32	7.01	6.63	5.89	6.48	5.51	7.98	4.98	○
8.5～9.4	5.03	5.60	4.77	5.03	4.82	5.52	6.08	5.01	5.14	4.97	5.20	4.82	6.17	4.22	○
9.5以上	14.02	15.61	17.08	14.61	11.35	13.84	12.98	12.18	13.45	14.63	13.97	13.00	17.90	10.05	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。



## ⑨ 棄却検定表（風向）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.25	4.84	4.64	4.84	5.88	5.68	5.50	5.04	5.05	6.22	5.09	3.79	7.05	3.14	○
NNE	6.03	10.15	12.15	17.45	14.51	16.54	14.50	11.55	14.10	19.46	13.64	6.60	22.84	4.45	○
NE	17.51	16.08	19.04	16.64	13.25	12.20	11.40	14.95	13.31	12.28	14.67	17.88	20.77	8.56	○
ENE	7.84	6.78	7.22	5.33	4.72	3.74	3.30	5.73	4.21	4.52	5.34	8.95	8.97	1.71	○
E	4.02	4.35	4.18	3.00	2.48	2.26	1.80	2.89	2.33	2.47	2.98	4.32	5.11	0.85	○
ESE	2.75	2.29	2.79	2.30	2.05	1.83	1.70	2.17	2.07	1.91	2.19	2.77	3.04	1.33	○
SE	2.80	2.21	2.96	2.89	2.53	2.99	3.20	2.56	3.40	2.60	2.81	2.75	3.64	1.98	○
SSE	3.77	3.74	3.90	4.83	5.80	4.88	6.10	4.79	5.78	5.58	4.92	4.16	7.03	2.81	○
S	6.82	5.76	4.74	4.64	5.94	5.42	5.70	5.01	4.67	4.87	5.36	4.88	7.03	3.68	○
SSW	3.86	3.40	3.06	3.59	4.46	4.16	4.30	4.07	3.53	4.25	3.87	2.43	4.95	2.79	×
SW	3.63	3.07	2.30	2.96	3.33	4.04	4.10	3.45	3.38	3.56	3.38	2.64	4.63	2.13	○
WSW	3.09	3.28	2.75	3.08	3.37	3.10	3.80	3.50	4.06	3.23	3.33	3.08	4.23	2.42	○
W	4.17	4.04	3.59	4.13	5.19	4.29	4.40	4.66	4.76	4.26	4.35	4.58	5.39	3.31	○
WNW	9.03	7.66	7.81	8.17	8.29	8.59	8.70	9.54	10.05	7.43	8.53	9.14	10.51	6.54	○
NW	15.17	15.33	12.82	10.66	11.34	13.08	14.10	13.28	12.90	10.98	12.97	15.31	16.82	9.11	○
NNW	5.67	6.32	5.42	4.60	5.65	6.05	6.30	5.80	5.54	5.08	5.64	6.03	6.90	4.38	○
CALM	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	1.01	0.86	1.29	0.95	0.69	1.53	0.37	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

## ⑩ 棄却検定表（風速）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	1.01	0.86	1.29	0.95	0.69	1.53	0.37	○
0.5～1.4	5.62	4.89	5.08	6.94	7.56	7.82	7.80	7.41	6.47	7.60	6.72	5.79	9.42	4.01	○
1.5～2.4	11.31	9.38	10.83	12.09	12.36	12.35	12.90	12.41	11.84	13.06	11.85	10.58	14.46	9.24	○
2.5～3.4	14.52	13.35	14.11	14.46	16.20	14.86	14.10	15.47	15.34	15.31	14.77	15.24	16.74	12.80	○
3.5～4.4	16.34	14.98	15.93	15.47	15.05	15.26	14.60	15.94	15.26	14.65	15.35	16.48	16.71	13.98	○
4.5～5.4	13.85	14.76	13.52	13.42	13.75	12.61	12.80	12.85	13.64	12.56	13.38	13.66	15.00	11.75	○
5.5～6.4	10.73	11.54	10.67	10.40	10.51	9.52	10.40	10.94	10.49	9.78	10.50	11.14	11.84	9.16	○
6.5～7.4	7.90	8.66	7.72	7.14	7.22	7.49	8.10	7.38	8.49	7.34	7.74	8.04	9.01	6.48	○
7.5～8.4	5.44	6.25	5.74	5.23	5.40	6.17	6.10	4.94	5.67	5.51	5.64	5.64	6.66	4.63	○
8.5～9.4	4.10	4.85	4.30	4.12	3.20	4.43	4.40	4.20	3.89	4.42	4.19	4.02	5.22	3.16	○
9.5以上	9.58	10.65	11.45	9.84	7.54	8.37	7.80	7.44	8.05	8.47	8.92	8.74	12.21	5.63	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。



## ⑪ 棄却検定表（風向）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（％）

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	2.50	2.57	2.17	2.52	2.81	2.62	2.39	2.26	2.16	2.70	2.47	2.15	2.99	1.95	○
NNE	10.30	7.29	9.57	11.21	9.18	11.62	8.49	8.24	8.84	11.06	9.58	9.93	12.98	6.18	○
NE	13.28	15.17	17.51	16.15	12.25	12.18	11.58	12.60	12.33	13.45	13.65	15.15	18.32	8.98	○
ENE	3.74	5.42	6.41	5.52	5.07	4.14	6.39	7.34	6.61	7.12	5.78	4.49	8.65	2.90	○
E	2.62	3.05	2.44	2.85	2.19	1.78	1.78	2.84	2.14	3.40	2.51	2.60	3.79	1.23	○
ESE	3.81	3.44	3.44	3.98	3.36	3.25	2.38	3.01	3.47	2.82	3.30	3.49	4.40	2.19	○
SE	5.63	4.29	4.37	4.59	5.21	4.53	4.58	4.04	4.56	4.03	4.58	5.73	5.76	3.40	○
SSE	5.62	5.03	4.47	4.63	6.32	5.73	6.01	4.96	4.74	5.63	5.31	4.59	6.81	3.82	○
S	3.85	3.68	3.79	3.25	4.55	3.54	4.20	3.69	3.42	3.50	3.75	2.31	4.66	2.84	×
SSW	3.20	3.19	2.35	3.28	3.64	3.38	3.39	3.47	3.14	3.32	3.23	2.36	4.05	2.42	×
SW	1.08	1.53	1.09	1.06	1.00	1.12	1.27	1.47	1.34	1.78	1.27	1.22	1.88	0.67	○
WSW	2.15	1.44	1.25	2.47	2.66	2.34	1.91	1.97	2.52	1.97	2.07	2.40	3.16	0.97	○
W	11.71	4.73	4.55	6.91	6.99	7.88	6.34	5.87	6.41	5.74	6.71	10.13	11.52	1.91	○
WNW	19.53	24.91	22.81	21.72	22.62	22.60	22.88	22.63	24.11	20.77	22.46	21.68	26.09	18.83	○
NW	6.52	9.65	8.87	6.09	7.67	8.35	10.93	9.78	9.37	7.93	8.51	7.42	12.10	4.93	○
NNW	2.61	3.51	3.10	2.43	2.87	3.04	3.49	4.17	3.20	3.09	3.15	2.65	4.32	1.98	○
CALM	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.68	1.64	1.70	1.66	1.69	2.30	1.03	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

## ⑫ 棄却検定表（風速）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（％）

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.68	1.64	1.70	1.66	1.69	2.30	1.03	○
0.5～1.4	14.96	14.40	15.93	13.88	15.83	15.92	16.73	15.60	15.63	16.08	15.50	15.14	17.51	13.48	○
1.5～2.4	31.22	32.03	33.39	32.69	32.91	33.15	31.38	32.64	33.04	31.24	32.37	32.77	34.35	30.39	○
2.5～3.4	22.97	21.70	21.95	23.48	23.08	23.60	21.94	22.79	24.23	23.94	22.97	20.88	25.05	20.88	×
3.5～4.4	9.77	10.95	10.88	10.69	11.19	10.19	10.67	11.34	11.65	11.54	10.89	10.16	12.28	9.49	○
4.5～5.4	6.25	6.89	6.66	7.22	6.75	6.01	7.06	7.04	6.89	7.48	6.83	7.09	7.87	5.79	○
5.5～6.4	4.34	4.69	4.15	3.91	3.58	4.17	4.48	3.78	3.36	4.17	4.06	4.79	5.04	3.09	○
6.5～7.4	3.30	3.31	2.25	2.60	2.02	2.44	2.63	2.19	1.59	1.93	2.43	3.01	3.75	1.10	○
7.5～8.4	2.34	2.24	1.20	1.70	1.39	1.25	1.55	1.37	0.94	1.05	1.50	2.29	2.62	0.39	○
8.5～9.4	1.33	1.24	0.86	1.20	0.72	0.60	0.72	0.71	0.47	0.49	0.83	1.09	1.58	0.09	○
9.5以上	1.67	1.45	0.90	1.30	0.94	0.75	0.84	0.86	0.56	0.37	0.96	1.10	1.91	0.01	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。



## ⑬ 棄却検定表（風向）（水戸地方気象台）

観測場所：水戸地方気象台(%)

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	15.34	17.09	18.48	14.84	16.36	17.58	14.82	13.31	12.53	11.75	15.21	13.38	20.47	9.95	○
NNE	6.78	6.87	8.19	7.57	7.63	7.52	7.05	7.07	6.68	7.83	7.32	6.68	8.51	6.13	○
NE	6.22	6.14	8.14	9.37	6.51	7.25	6.82	6.01	6.65	8.23	7.13	7.36	9.76	4.51	○
ENE	8.70	8.79	9.94	10.20	7.40	7.33	7.71	9.20	8.31	8.81	8.64	9.50	10.97	6.30	○
E	9.92	9.38	10.94	9.26	8.55	7.28	6.49	9.98	8.95	8.87	8.96	10.92	12.05	5.87	○
ESE	4.37	3.22	5.08	3.38	4.19	3.72	4.02	3.43	3.79	3.81	3.90	4.41	5.21	2.60	○
SE	3.11	3.02	3.38	3.05	2.99	3.05	3.74	2.82	2.95	3.07	3.12	2.91	3.74	2.50	○
SSE	1.30	1.50	1.12	1.15	1.29	1.47	1.36	1.10	1.28	1.17	1.27	1.43	1.61	0.94	○
S	2.99	2.43	1.56	2.49	2.82	2.74	2.98	2.96	2.17	2.47	2.56	1.96	3.62	1.50	○
SSW	5.32	5.83	4.64	5.28	6.78	6.32	6.22	5.78	5.79	6.40	5.84	4.24	7.34	4.33	×
SW	5.47	4.84	3.40	3.77	4.86	5.08	4.00	4.01	3.92	3.97	4.33	4.20	5.93	2.73	○
WSW	2.97	3.28	2.61	2.74	3.62	2.91	3.41	3.21	3.66	3.56	3.20	3.26	4.09	2.31	○
W	3.18	2.86	2.83	2.84	3.49	3.07	3.70	3.27	4.34	2.82	3.24	3.81	4.40	2.08	○
WNW	2.75	2.57	2.17	1.72	1.84	2.24	2.89	2.56	2.54	1.59	2.29	3.17	3.35	1.22	○
NW	6.63	5.69	3.15	4.59	4.86	4.11	6.10	6.47	7.06	5.48	5.41	7.67	8.34	2.49	○
NNW	13.20	14.77	12.63	16.29	15.44	16.86	17.84	17.99	18.01	19.29	16.23	13.36	21.45	11.01	○
CALM	1.75	1.73	1.74	1.45	1.36	1.47	0.83	0.85	1.38	0.87	1.34	1.74	2.22	0.46	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

## ⑭ 棄却検定表（風速）（水戸地方気象台）

観測場所：水戸地方気象台(%)

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	1.75	1.73	1.74	1.45	1.36	1.47	0.83	0.85	1.38	0.87	1.34	1.74	2.22	0.46	○
0.5~1.4	33.41	35.08	36.96	37.22	32.05	33.83	31.50	32.61	32.82	26.35	33.18	35.02	40.51	25.85	○
1.5~2.4	29.63	29.88	30.31	28.20	30.41	29.79	31.92	31.80	30.66	35.10	30.77	29.14	35.18	26.36	○
2.5~3.4	16.75	17.72	16.28	15.96	17.80	16.66	16.03	16.83	16.86	17.36	16.83	16.52	18.36	15.29	○
3.5~4.4	9.81	9.42	8.08	8.85	9.43	9.50	9.63	9.81	10.24	11.26	9.60	10.01	11.57	7.63	○
4.5~5.4	4.93	3.73	3.76	4.08	4.11	4.18	5.29	4.44	4.23	4.93	4.37	4.93	5.61	3.13	○
5.5~6.4	2.05	1.30	1.53	2.14	2.59	2.17	2.47	1.80	1.97	2.78	2.08	1.84	3.18	0.98	○
6.5~7.4	0.96	0.63	0.51	1.14	1.19	1.13	1.25	0.82	1.14	0.98	0.98	0.46	1.57	0.38	○
7.5~8.4	0.41	0.26	0.31	0.46	0.53	0.56	0.67	0.39	0.43	0.20	0.42	0.19	0.76	0.08	○
8.5~9.4	0.18	0.15	0.18	0.21	0.29	0.37	0.24	0.21	0.18	0.08	0.21	0.09	0.40	0.02	○
9.5以上	0.11	0.11	0.34	0.30	0.25	0.34	0.16	0.43	0.08	0.09	0.22	0.06	0.52	0.00	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。



## ⑮ 棄却検定表（風向）（小名浜気象観測所）

観測場所：小名浜気象観測所（％）

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界（5％）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	15.61	18.08	19.49	16.90	17.05	16.58	16.86	16.92	16.52	18.76	17.28	14.97	20.03	14.53	○
NNE	9.51	9.46	11.94	13.36	9.44	11.36	9.70	10.37	9.91	12.46	10.75	9.71	14.14	7.36	○
NE	5.07	5.21	5.40	6.15	5.19	4.83	5.89	5.79	5.13	5.70	5.44	4.45	6.44	4.43	○
ENE	1.70	2.19	2.22	2.20	2.22	1.88	2.00	2.43	2.69	2.79	2.23	1.89	3.03	1.43	○
E	2.15	2.92	2.36	2.48	2.38	2.37	1.90	2.42	2.68	2.52	2.42	2.17	3.07	1.76	○
ESE	1.32	1.95	2.02	1.75	1.78	1.60	1.68	2.15	2.14	1.88	1.83	1.77	2.44	1.22	○
SE	2.96	2.68	2.94	2.19	2.64	2.86	2.81	2.98	2.96	2.60	2.76	3.36	3.35	2.18	×
SSE	5.80	4.93	4.51	4.91	5.09	5.79	5.05	4.80	4.77	4.66	5.03	6.02	6.07	3.99	○
S	11.32	9.73	8.58	9.45	11.91	10.63	10.26	8.92	9.93	12.47	10.32	10.33	13.33	7.31	○
SSW	7.56	5.71	5.88	6.43	7.42	6.79	7.04	7.74	6.28	7.56	6.84	4.77	8.59	5.09	×
SW	2.13	1.79	1.58	2.68	2.70	2.29	2.70	2.79	3.04	1.79	2.35	1.69	3.55	1.15	○
WSW	0.95	0.82	1.05	1.13	0.97	0.97	1.18	1.11	1.07	1.15	1.04	0.95	1.30	0.78	○
W	1.80	1.70	1.58	1.70	1.44	1.71	1.50	1.42	1.75	1.46	1.61	1.89	1.94	1.27	○
WNW	4.70	4.69	3.84	3.98	3.98	4.36	4.28	4.43	4.94	2.88	4.21	6.05	5.60	2.82	×
NW	9.27	8.70	7.85	7.77	7.62	8.06	10.22	9.14	9.83	6.42	8.49	10.63	11.23	5.75	○
NNW	15.51	17.31	16.04	14.80	15.83	15.60	16.16	16.05	15.40	13.91	15.66	16.88	17.78	13.54	○
CALM	2.64	2.15	2.73	2.11	2.33	2.34	0.80	0.56	0.94	1.00	1.76	2.47	3.74	0.00	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

## ⑯ 棄却検定表（風速）（小名浜気象観測所）

観測場所：小名浜気象観測所（％）

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界（5％）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	2.64	2.15	2.73	2.11	2.33	2.34	0.80	0.56	0.94	1.00	1.76	2.47	3.74	0.00	○
0.5～1.4	21.92	21.13	22.45	22.79	22.30	22.11	16.85	18.40	18.83	18.49	20.53	20.97	25.64	15.41	○
1.5～2.4	28.61	30.72	31.17	29.65	30.58	28.79	30.61	29.38	32.17	31.56	30.32	30.33	33.13	27.52	○
2.5～3.4	17.92	18.99	17.19	18.04	20.06	19.71	21.00	20.11	20.21	20.27	19.35	18.36	22.32	16.38	○
3.5～4.4	11.69	11.62	10.66	12.27	11.79	12.18	12.28	13.73	12.06	12.35	12.06	10.84	13.89	10.23	○
4.5～5.4	7.47	7.33	6.90	7.80	7.11	6.84	7.96	7.82	7.11	7.86	7.42	7.32	8.42	6.42	○
5.5～6.4	5.06	3.87	4.62	3.81	3.73	3.96	5.41	5.02	3.85	4.28	4.36	4.91	5.83	2.89	○
6.5～7.4	2.45	2.43	2.27	1.93	1.32	2.23	2.79	2.55	2.47	2.17	2.26	2.56	3.22	1.30	○
7.5～8.4	1.11	1.08	0.99	0.96	0.48	1.03	1.21	1.45	1.37	1.05	1.07	1.14	1.70	0.45	○
8.5～9.4	0.75	0.34	0.70	0.43	0.15	0.50	0.59	0.45	0.63	0.60	0.51	0.72	0.94	0.09	○
9.5以上	0.39	0.34	0.32	0.21	0.15	0.31	0.50	0.54	0.37	0.36	0.35	0.39	0.63	0.07	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。



「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」の解説 X. での記載

#### 1. 気象現象の年変動

気象現象は、ほぼ1年周期でくり返されているが、年による変動も存在する。このため、想定事故時の線量計算に用いる相対濃度についてその年変動を比較的長期にわたって調査してみると、相対濃度の平均値に対する各年の相対濃度の偏差の比は、30%以内であった。

このことから、1年間の気象資料にもとづく解析結果は、気象現象の年変動に伴って変動するものの、その程度はさほど大きくないので、まず、1年間の気象資料を用いて解析することとした。

その場合には、その年がとくに異常な年であるか否かを最寄の気象官署の気象資料を用いて調査することが望ましい。また、2年以上の気象資料が存在する場合には、これを有効に利用することが望ましい。



スクラビング水補給及び窒素供給作業の作業員の被ばく評価

格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置格納槽へのスクラビング水の補給及び原子炉建屋系統内への窒素ガスの供給作業における作業員の被ばく評価を以下のとおり行った。なお、評価に当たっては、サプレッション・チェンバ（S/C）からのベントを行う場合及びドライウェル（D/W）からのベントを行う場合のそれぞれについて評価を行った。

## (1) 評価条件

## a. 放出量評価条件

想定事象として格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスにおいて、代替循環冷却系を使用しない場合を想定した事故シナリオを選定する。また、放出量評価条件を第 1 表，大気中への放出過程及び概略図を第 1 図～第 5 図に示す。

## b. 被ばく評価条件

被ばく経路は，第 6 図及び第 7 図に示すとおり大気中へ放出される放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく，地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線，原子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部被ばくを考慮した。

大気中へ放出される放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく，地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくについては，第 2 表～第 4 表に示すとおり拡散効果等を考慮し，作業場所における相対線量（D/Q）及び相対濃度（ $\chi$ /Q）から被ばく評価を行った。なお，内部被ばくについてはマスク等の放射線防護効果を考慮し評価を行った。



原子炉建屋及びフィルタ装置格納槽からの直接ガンマ線等による外部被ばくについては、第 5 表及び第 6 表に示すとおり原子炉建屋の外壁及びフィルタ装置格納槽の遮蔽壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。

c. 評価地点

評価地点は、第 8 図に示すとおりとした。

d. 作業開始時間

スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給は事象発生から 7 日後に実施することを想定し評価した。

(2) 評価結果

スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給作業場所の線量率は、第 7 表及び第 8 表に示すとおり、サプレッション・チェンバ（S/C）からのベントを行う場合、スクラビング水の補給作業については 13mSv/h、窒素ガスの供給作業については 3.6mSv/h となり、ドライウエル（D/W）からのベントを行う場合、スクラビング水の補給作業については 15mSv/h、窒素ガスの供給作業については 4.6mSv/h となり、スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給作業を行うことができることを確認した。



第 1 表 放出量評価条件 (1/3)

項 目	評価条件	選定理由
評価事象	「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 全交流動力電源喪失」 (代替循環冷却系を使用しない場合)	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを選定
炉心熱出力	3293MW	定格熱出力
運転時間	1 サイクル当たり 10,000 時間 (416 日)	1 サイクル 13 ヶ月 (395 日)を考慮して 設定
取替炉心の 燃料装荷割合	1 サイクル : 0.229 2 サイクル : 0.229 3 サイクル : 0.229 4 サイクル : 0.229 5 サイクル : 0.084	取替炉心の燃料装荷 割合に基づき設定
炉心内蔵量	希ガス類 : 約 $2.2 \times 10^{19}$ Bq C s I 類 : 約 $2.9 \times 10^{19}$ Bq C s O H 類 : 約 $1.2 \times 10^{18}$ Bq S b 類 : 約 $1.3 \times 10^{18}$ Bq T e O <sub>2</sub> 類 : 約 $6.8 \times 10^{18}$ Bq S r O 類 : 約 $1.3 \times 10^{19}$ Bq B a O 類 : 約 $1.2 \times 10^{19}$ Bq M o O <sub>2</sub> 類 : 約 $2.5 \times 10^{19}$ Bq C e O <sub>2</sub> 類 : 約 $7.5 \times 10^{19}$ Bq L a <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類 : 約 $5.5 \times 10^{19}$ Bq	「単位熱出力当りの 炉心内蔵量 (Bq/ MW)」×「3293MW (定 格熱出力)」 (単位熱出力当りの 炉心内蔵量は、運 転時間等 (A B W R の値) を基に算出)
放出開始時間	格納容器漏えい : 事象発生直後 格納容器ベント : 事象発生から約 19h 後	M A A P 解析結果
格納容器内 pH 制御の効果	考慮しない	格納容器内 pH 制御設 備は、重大事故等対 処設備と位置付けて いないため、保守的 に設定
よう素の形態	粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4%	R . G . 1. 195 <sup>※ 1</sup> に基 づき設定



第 1 表 放出量評価条件 (2/3)

項 目	評価条件			選定理由
格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (希ガス, エアロゾル及び有機よう素)	1Pd以下 : 0.9Pdで0.5%/day 1Pd超過 : 2Pdで1.3%/day			MAAP解析にて格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし, 格納容器の設計漏えい率 (0.9Pdで0.5%/day) 及びAECの式等に基づき設定 (補足1参照)
格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (無機よう素)	1.5h後~19.5h後 : 1.3%/day (一定) その他の期間 : 0.5%/day (一定)			格納容器の設計漏えい率 (0.5%/day) 及びAECの式等に基づき設定 (格納容器圧力が0.9Pdを超える期間を包絡するように1.3%/dayの漏えい率を設定) (補足1参照)
格納容器内での除去効果 (エアロゾル)	MAAP解析に基づく (沈着, サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ)			MAAPのFP挙動モデル (補足2参照)
格納容器内での除去効果 (有機よう素)	考慮しない			保守的に設定
格納容器内での除去効果 (無機よう素)	自然沈着率 : $9.0 \times 10^{-4}$ (1/s) (格納容器内の最大存在量から1/200まで)			CSE実験及び Standard Review Plan 6.5.2 <sup>*2</sup> に基づき設定 (補足3参照)
	サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果 : 10 (S/Cベントのみ)			Standard Review Plan 6.5.5 <sup>*3</sup> に基づき設定 (補足4参照)
格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	希ガス類	S/Cベント : 約 $4.3 \times 10^{-3}$	D/Wベント : 約 $4.4 \times 10^{-3}$	MAAP解析結果及びNUREG-1465 <sup>*4</sup> に基づき設定 (補足5参照)
	CsI類	: 約 $6.3 \times 10^{-5}$	: 約 $6.3 \times 10^{-5}$	
	CsOH類	: 約 $3.2 \times 10^{-5}$	: 約 $3.2 \times 10^{-5}$	
	Sb類	: 約 $6.8 \times 10^{-6}$	: 約 $6.8 \times 10^{-6}$	
	TeO <sub>2</sub> 類	: 約 $6.8 \times 10^{-6}$	: 約 $6.8 \times 10^{-6}$	
	SrO類	: 約 $2.7 \times 10^{-6}$	: 約 $2.8 \times 10^{-6}$	
	BaO類	: 約 $2.7 \times 10^{-6}$	: 約 $2.8 \times 10^{-6}$	
	MoO <sub>2</sub> 類	: 約 $3.4 \times 10^{-7}$	: 約 $3.4 \times 10^{-7}$	
	CeO <sub>2</sub> 類	: 約 $6.8 \times 10^{-8}$	: 約 $6.8 \times 10^{-8}$	
	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	: 約 $2.7 \times 10^{-8}$	: 約 $2.8 \times 10^{-8}$	



第 1 表 放出量評価条件 (3/3)

項 目	評価条件			選定理由
原子炉建屋から大気への漏えい率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前）	無限大/day（地上放出） （格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価）			保守的に設定
原子炉建屋から大気への放出率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後）	1 回/day（排気筒放出）			設計値に基づき設定 （非常用ガス処理系のファン容量）
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2h後			起動操作時間（115分）＋負圧達成時間（5分）（起動に伴い原子炉建屋内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定）
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない			保守的に設定
格納容器フィルタベント系への放出割合	希ガス類	S/Cベント : 約 $9.5 \times 10^{-1}$	D/Wベント : 約 $9.5 \times 10^{-1}$	M A A P 解析結果及び N U R E G -1465 に基づき設定（補足 5 参照）
	C s I 類	: 約 $1.1 \times 10^{-6}$	: 約 $4.0 \times 10^{-3}$	
	C s O H 類	: 約 $4.0 \times 10^{-7}$	: 約 $7.5 \times 10^{-3}$	
	S b 類	: 約 $9.0 \times 10^{-8}$	: 約 $1.5 \times 10^{-3}$	
	T e O <sub>2</sub> 類	: 約 $9.0 \times 10^{-8}$	: 約 $1.5 \times 10^{-3}$	
	S r O 類	: 約 $3.6 \times 10^{-8}$	: 約 $5.8 \times 10^{-4}$	
	B a O 類	: 約 $3.6 \times 10^{-8}$	: 約 $5.8 \times 10^{-4}$	
	M o O <sub>2</sub> 類	: 約 $4.5 \times 10^{-9}$	: 約 $7.2 \times 10^{-5}$	
	C e O <sub>2</sub> 類	: 約 $9.0 \times 10^{-10}$	: 約 $1.5 \times 10^{-5}$	
	L a <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	: 約 $3.6 \times 10^{-10}$	: 約 $5.8 \times 10^{-6}$	
格納容器フィルタベント系の除去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 エアロゾル（粒子状よう素含む） : 1000			設計値に基づき設定

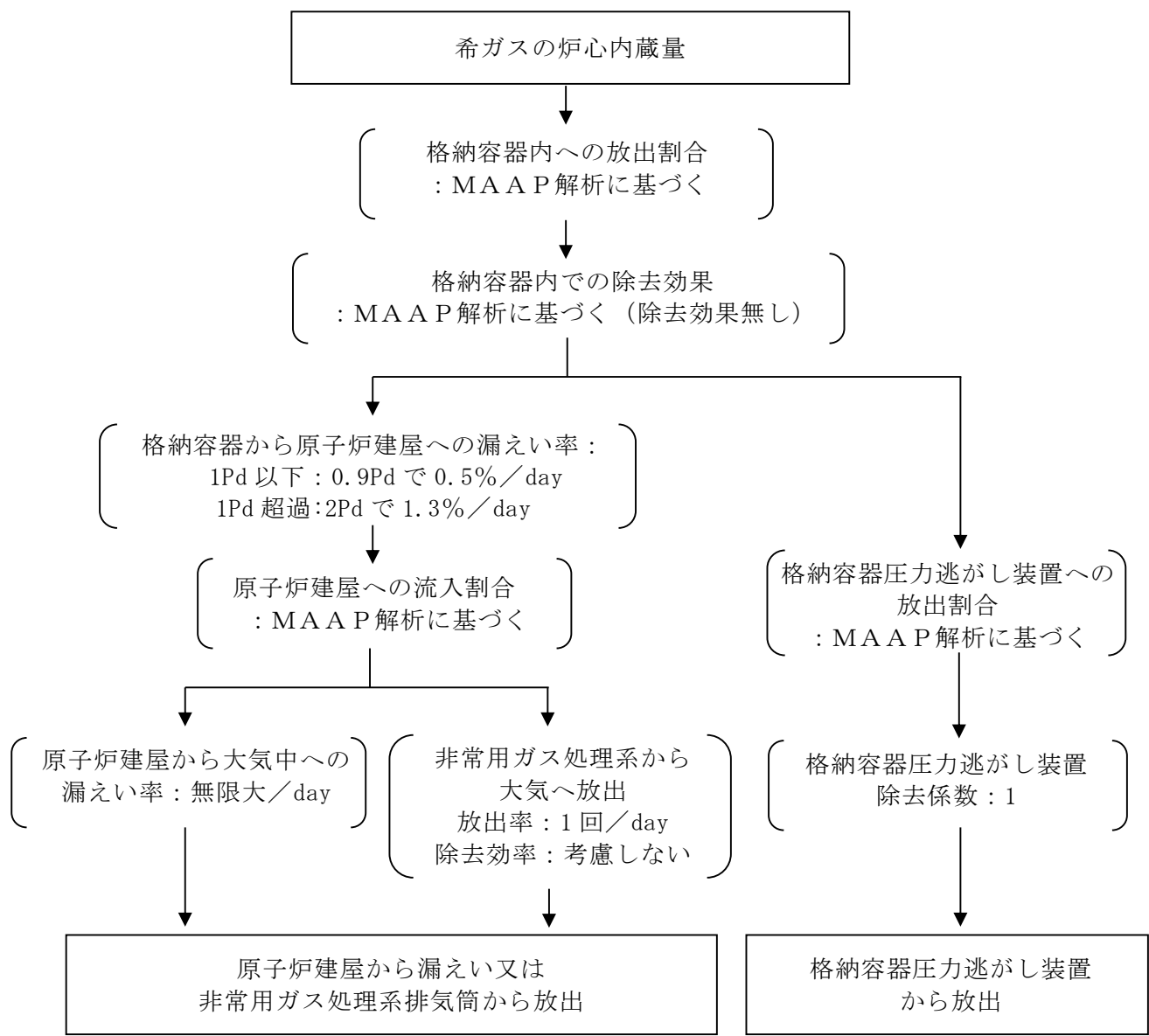
※ 1 : Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluationg Radiological Consequences of Desigh Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”, May 2003

※ 2 : Standard Review Plan 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

※ 3 : Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

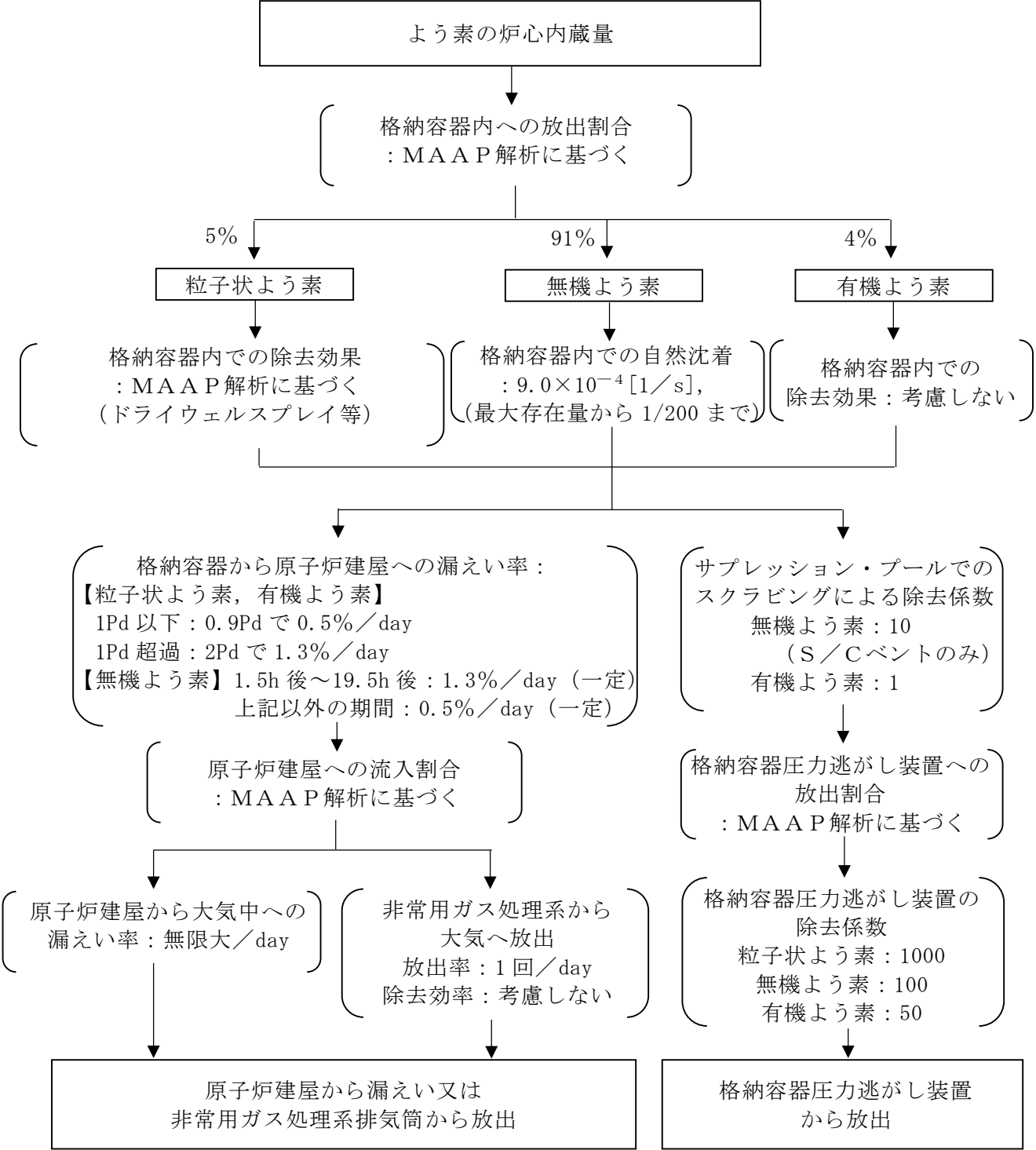
※ 4 : NUREG-1465, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”, 1995





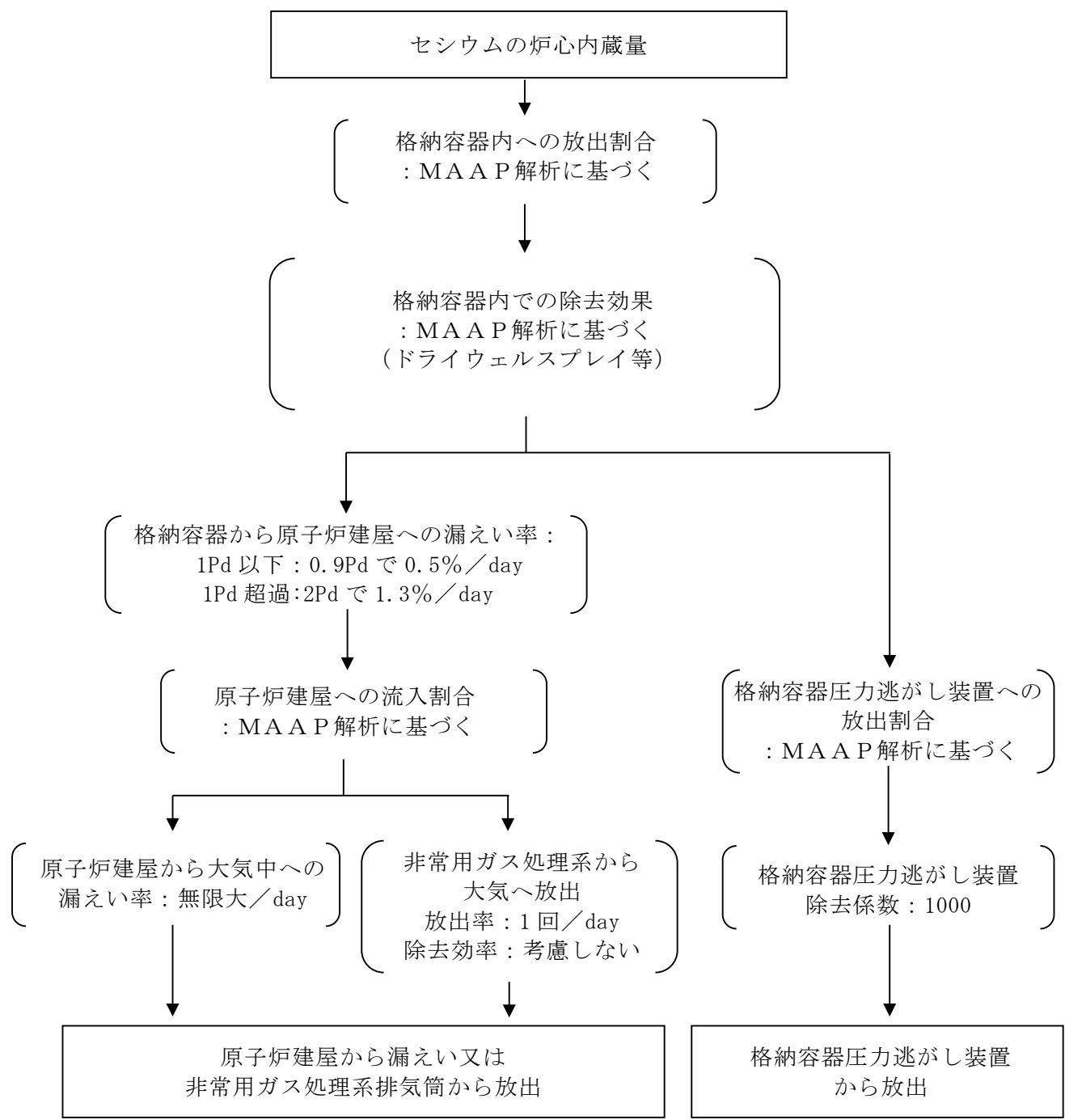
第 1 図 希ガスの大気放出過程





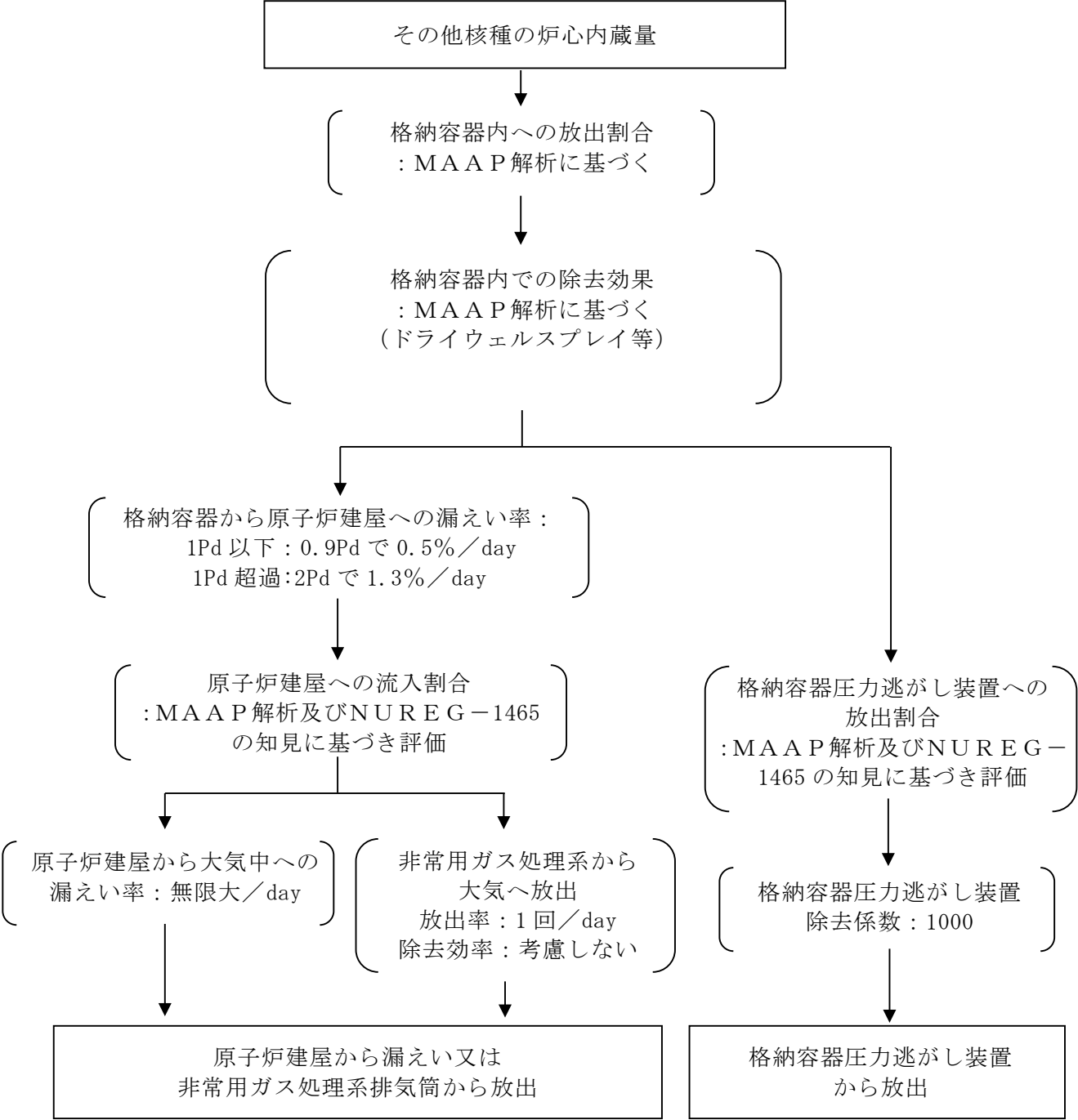
第 2 図 よう素の大気放出過程





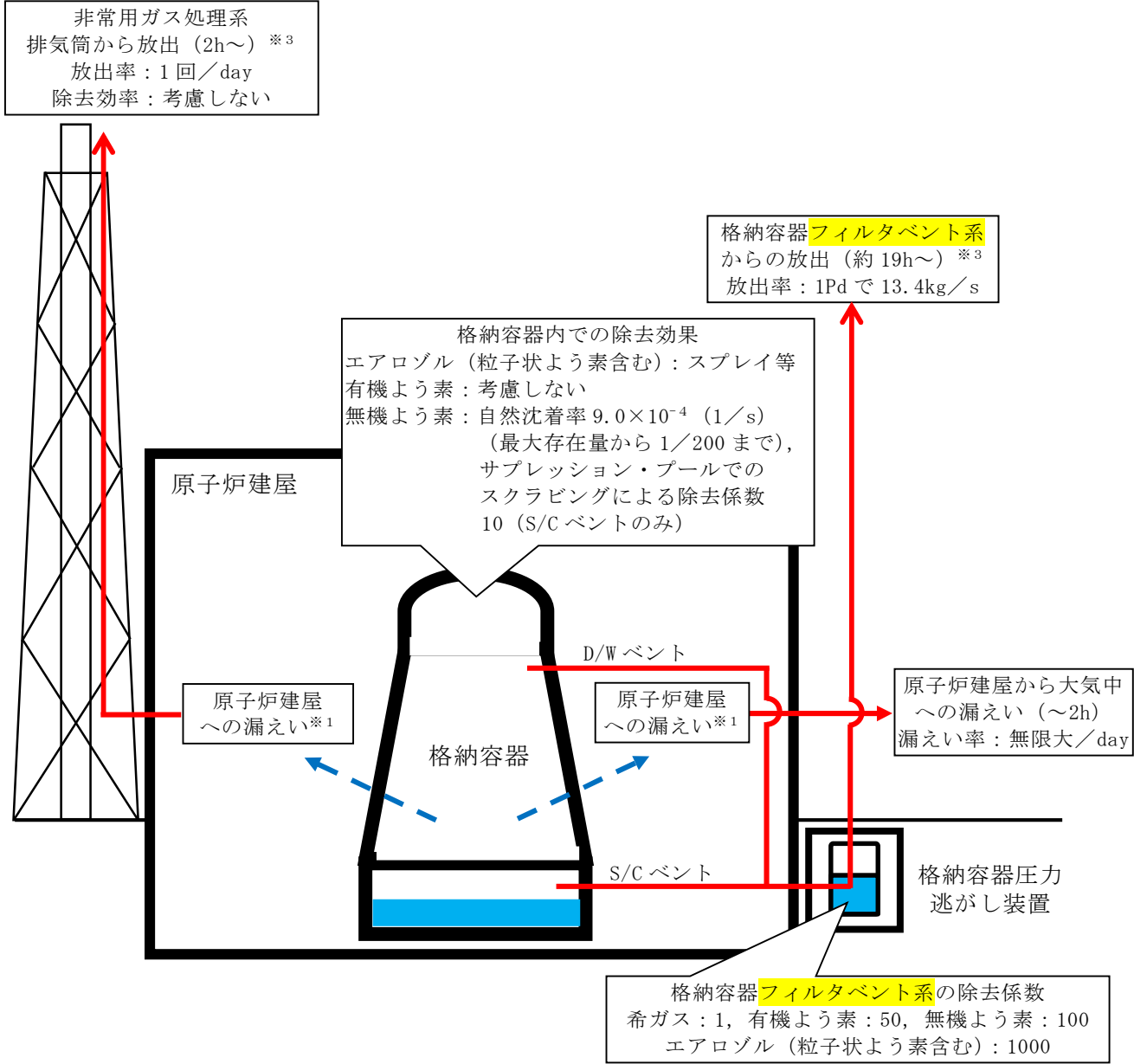
第 3 図 セシウムの大気放出過程





第4図 その他核種の大気放出過程





※ 1 格納容器から原子炉建屋への漏えい率  
【希ガス, エアロゾル (粒子状よう素含む), 有機よう素】  
1Pd 以下：0.9Pd で 0.5%/day, 1Pd 超過：2Pd で 1.3%/day  
【無機よう素】  
1.5h 後～19.5h 後：1.3%/day (一定), 上記以外の期間：0.5%/day (一定)

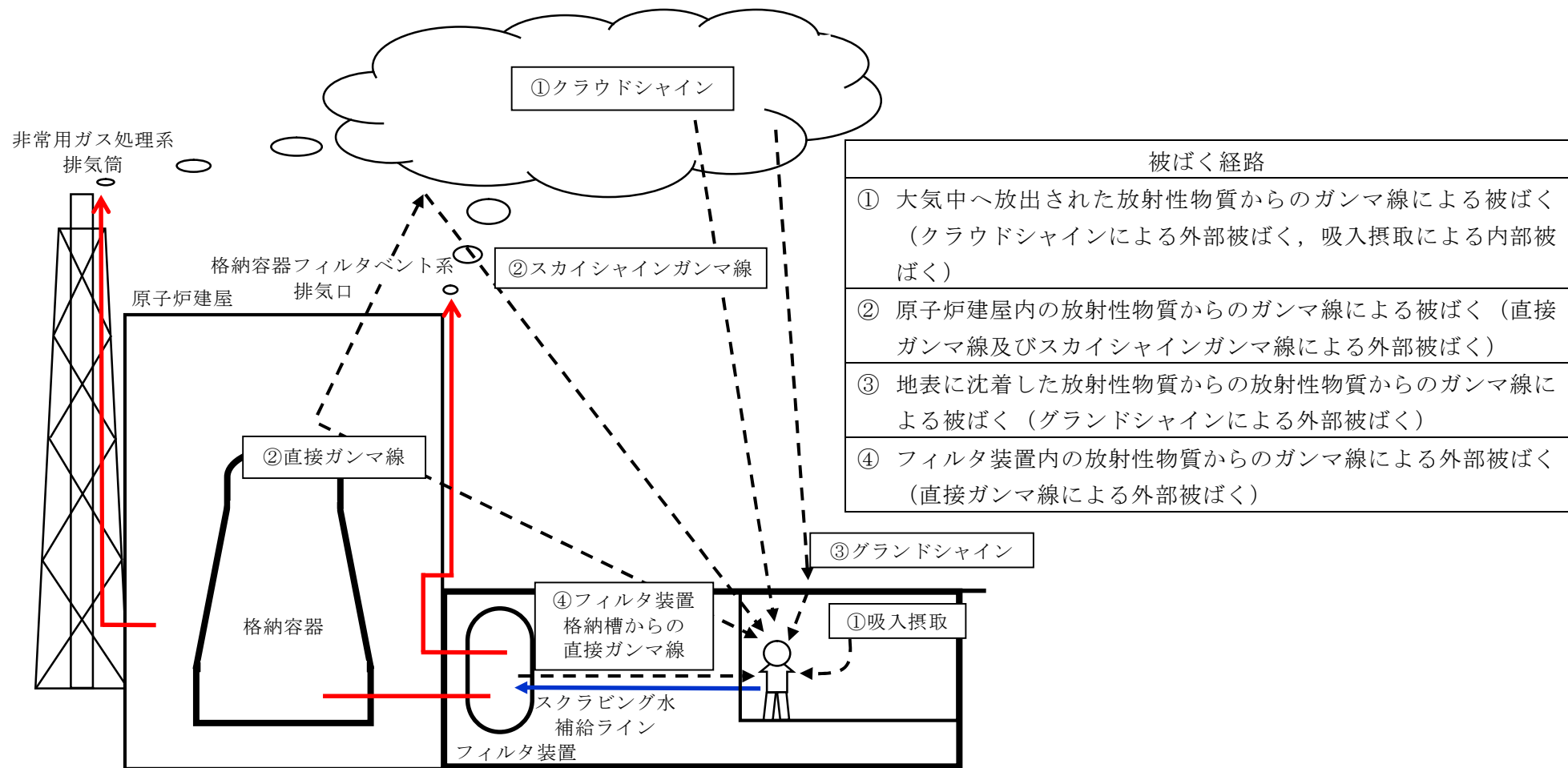
大気への放出経路	0h	2h※ <sup>2</sup>	19h※ <sup>3</sup>	168h
原子炉建屋から大気中への漏えい				
非常用ガス処理系排気筒から放出				
格納容器フィルタベント系からの放出				

※ 2 非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋内は負圧となるため, 事象発生 2h 以降は  
原子炉建屋から大気中への漏えいは無くなる。

※ 3 事象発生後 19h 以降は, 「非常用ガス処理系排気筒から放出」及び「格納容器フィルタベ  
ント系からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

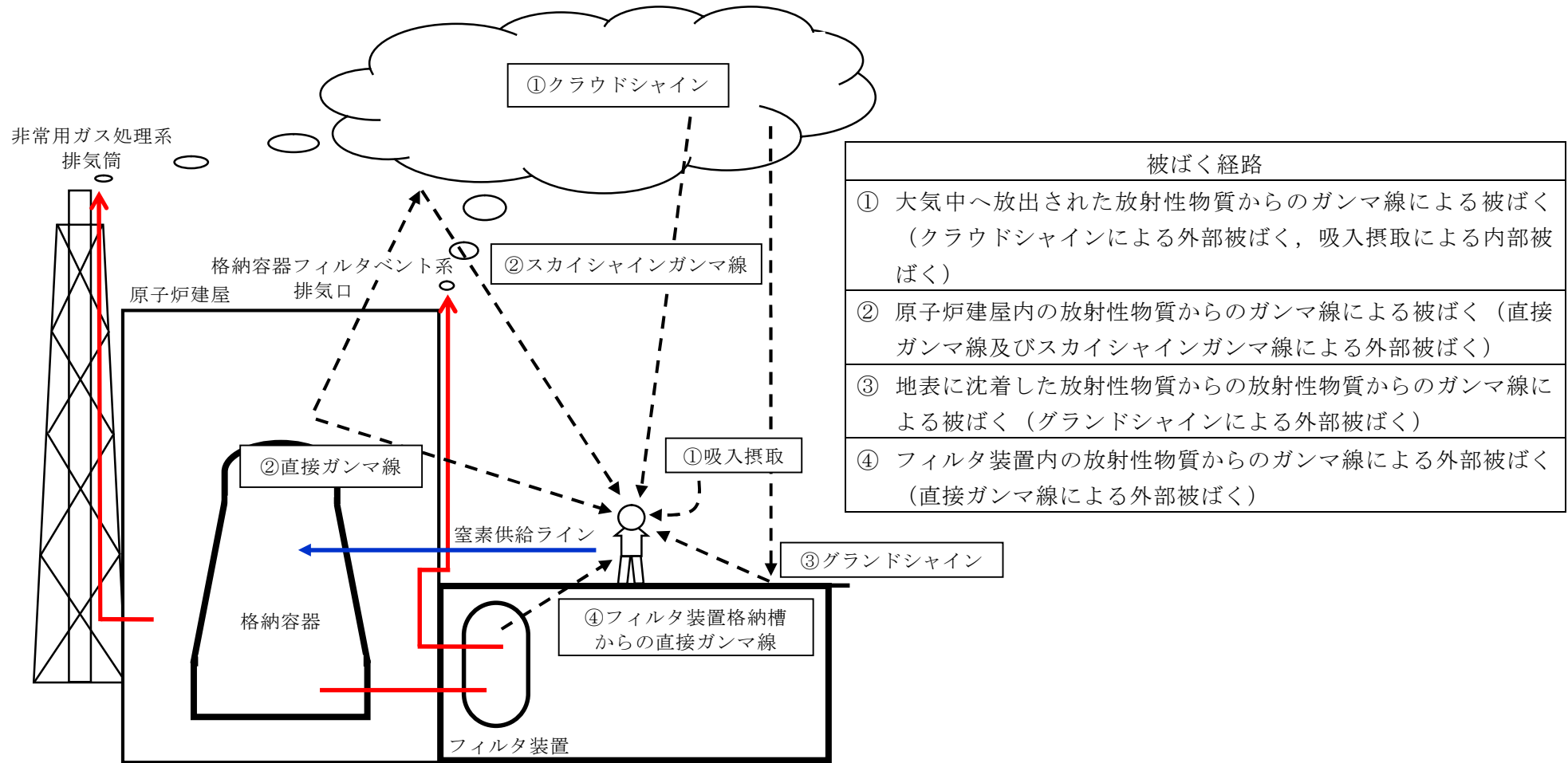
第 5 図 大気放出過程概略図 (イメージ)





第 6 図 スクラビング水補給作業時の作業員の被ばく評価経路イメージ





第7図 室素供給作業時の作業員の被ばく評価経路イメージ



第 2 表 大気拡散評価条件

項 目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という）に基づき評価
気象資料	東海第二発電所における 1 年間の気象資料（2005 年 4 月～2006 年 3 月） 地上風：地上 10m 排気筒風：地上 140m	格納容器フィルタベント系排気口及び原子炉建屋からの放出は地上風（地上高 10m）の気象データを使用 非常用ガス処理系排気筒からの放出は排気筒風（地上高 140m）の気象データを使用（別紙 17 補足 11 参照）
放出源及び放出源高さ（有効高さ）	原子炉建屋漏えい：地上 0m 格納容器フィルタベント系排気口からの放出：地上 55m 非常用ガス処理系排気筒からの放出：地上 95m	格納容器フィルタベント系排気口からの放出は建屋影響を考慮し建屋屋上からの放出と想定し設定 非常用ガス処理系排気筒からの放出は方位ごとの風洞実験結果のうち保守的に最低の方位の有効高さを設定
実効放出継続時間	1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定（別紙 17 補足 9 参照）
累積出現頻度	小さい方から 97%	気象指針に基づき設定
建屋の影響	考慮する	格納容器フィルタベント系排気口放出及び原子炉建屋漏えいにおいては放出源から近距離の原子炉建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定
大気拡散評価点	第 8 図参照	屋外移動時は敷地内の最大濃度点で設定 作業時は作業地点のある原子炉建屋外壁で設定
着目方位	非常用ガス処理系排気筒：1 方位 原子炉建屋及び格納容器フィルタベント系排気口：9 方位	非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）については評価点の方位とし、建屋放出及び格納容器フィルタベント系排気口については放出源が評価点に近いことから、180 度をカバーする方位を対象とする。
建屋影響	3000m <sup>2</sup>	原子炉建屋の最小投影断面積を設定
形状係数	0.5	気象指針に基づき設定



第 3 表 評価に使用する相対濃度 ( $\chi/Q$ ) 及び相対線量 ( $D/Q$ )

作業内容		放出箇所	$\chi/Q$ 及び $D/Q$	
スクラビング 水補給作業	屋外移動時 ／作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $8.3 \times 10^{-4}$
		格納容器フィルタベント系 排気口 (建屋屋上放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $4.2 \times 10^{-4}$
			$D/Q$ ( $Gy/Bq$ )	約 $8.7 \times 10^{-19}$
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $3.0 \times 10^{-6}$
			$D/Q$ ( $Gy/Bq$ )	約 $1.2 \times 10^{-19}$
窒素供給作業	屋外移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $8.3 \times 10^{-4}$
		格納容器フィルタベント系 排気口 (建屋屋上放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $4.2 \times 10^{-4}$
			$D/Q$ ( $Gy/Bq$ )	約 $8.7 \times 10^{-19}$
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $3.0 \times 10^{-6}$
			$D/Q$ ( $Gy/Bq$ )	約 $1.2 \times 10^{-19}$
	作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $7.4 \times 10^{-4}$
		格納容器フィルタベント系 排気口 (建屋屋上放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $3.7 \times 10^{-4}$
			$D/Q$ ( $Gy/Bq$ )	約 $7.7 \times 10^{-19}$
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $3.0 \times 10^{-6}$
			$D/Q$ ( $Gy/Bq$ )	約 $6.3 \times 10^{-20}$



第 4 表 線量換算係数，呼吸率等

項 目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) $I-131 : 2.0 \times 10^{-8} \text{ Sv/Bq}$ $I-132 : 3.1 \times 10^{-10} \text{ Sv/Bq}$ $I-133 : 4.0 \times 10^{-9} \text{ Sv/Bq}$ $I-134 : 1.5 \times 10^{-10} \text{ Sv/Bq}$ $I-135 : 9.2 \times 10^{-10} \text{ Sv/Bq}$ $Cs-134 : 2.0 \times 10^{-8} \text{ Sv/Bq}$ $Cs-136 : 2.8 \times 10^{-9} \text{ Sv/Bq}$ $Cs-137 : 3.9 \times 10^{-8} \text{ Sv/Bq}$ 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	ICRP Publication 71 に基づき設定
呼吸率	$1.2 \text{ m}^3 / \text{h}$	成人活動時の呼吸率を設定 ICRP Publication 71 に基づき設定
マスクの除染係数	D F 50	性能上期待できる値から設定
地表面への沈着速度	粒子状物質： $0.5 \text{ cm/s}$ 無機よう素： $0.5 \text{ cm/s}$ 有機よう素： $1.7 \times 10^{-3} \text{ cm/s}$	東海第二発電所の実気象から求めた沈着速度から保守的に設定（別紙 17 補足 6～補足 8 参照）



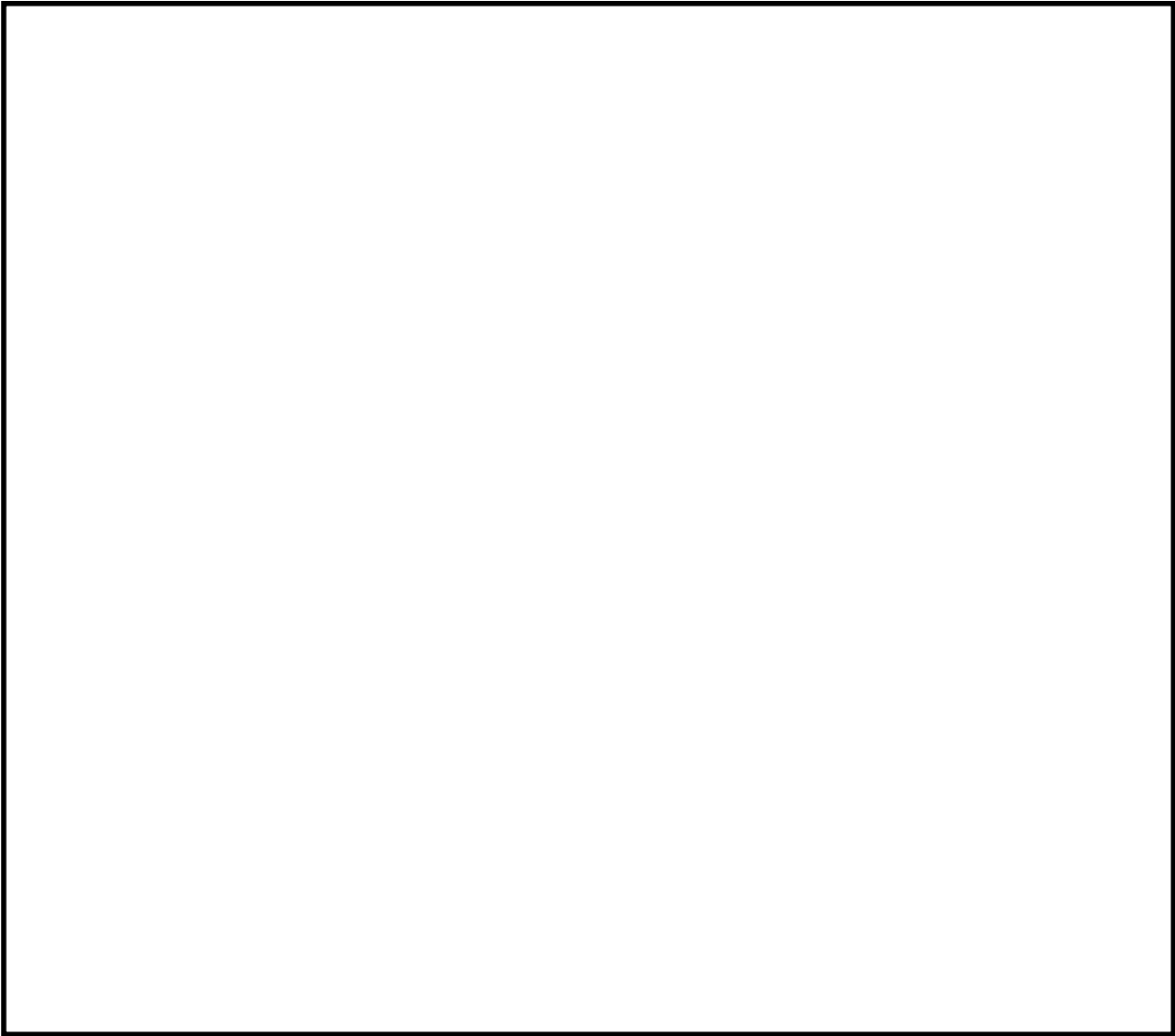
第 5 表 原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線

項 目	評価条件	選定理由
原子炉建屋内線源強度分布	原子炉建屋内に放出された放射性物質が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定
原子炉建屋のモデル	原子炉建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁を遮蔽体として考慮
直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード	直接ガンマ線評価： Q A D - C G G P 2 R スカイシャインガンマ線評価： A N I S N G 3 3 - G P 2 R	現行許認可（添十）に同じ

第 6 表 フィルタ装置からの直接ガンマ線

項 目	評価条件	選定理由
スクラビング水補給場所作業場所壁厚	130cm	フィルタ装置遮蔽設計値（10mSv/h 以下）に基づき設定
フィルタ装置格納槽外壁壁厚	180cm	フィルタ装置遮蔽設計値（0.62mSv/h 以下）に基づき設定





第 8 図 大気中に放出された放射性物質の濃度評価点



第 7 表 スクラビング水補給作業及び窒素供給作業における被ばく評価（S／Cからのベント操作の場合）

（単位：mSv／h）

被ばく経路		スクラビング水補給作業		窒素供給作業	
		補給作業時	屋外移動時	供給作業時	屋外移動時
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下
	内部被ばく	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく		$3.3 \times 10^0$	$3.3 \times 10^0$	$2.9 \times 10^0$	$3.3 \times 10^0$
格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置格納槽からの直接線		$1.0 \times 10^1$	$6.3 \times 10^{-1}$	$6.3 \times 10^{-1}$	$6.3 \times 10^{-1}$
作業線量率		$1.3 \times 10^1$	$3.9 \times 10^0$	$3.6 \times 10^0$	$3.9 \times 10^0$



第 8 表 スクラビング水補給作業及び窒素供給作業における被ばく評価（D／Wからのベント操作の場合）

（単位：mSv／h）

被ばく経路		スクラビング水補給作業		窒素供給作業	
		補給作業時	屋外移動時	供給作業時	屋外移動時
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下
	内部被ばく	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく		$4.5 \times 10^0$	$4.5 \times 10^0$	$4.0 \times 10^0$	$4.5 \times 10^0$
格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置格納槽からの直接線		$1.0 \times 10^1$	$6.3 \times 10^{-1}$	$6.3 \times 10^{-1}$	$6.3 \times 10^{-1}$
作業線量率		$1.5 \times 10^1$	$5.1 \times 10^0$	$4.6 \times 10^0$	$5.1 \times 10^0$



格納容器内の圧力が計測できない場合の運用について

格納容器内の圧力が計測できない場合には、格納容器雰囲気温度を計測し、飽和圧力に換算することにより操作判断を行うこととする。このため、第 1 表及び第 1 図に示すような飽和温度と飽和圧力の換算表等を手順書類に記載する。

具体的には、重大事故等発生時に格納容器への注水等が十分である場合においては、格納容器雰囲気は飽和状態に近い状態であることから、第 2 図に示す格納容器雰囲気温度計のうち、より飽和状態に近いと考えられるサプレッション・チェンバ空間部に設置した格納容器雰囲気温度計（第 2 図の⑨及び⑩）の計測値を飽和圧力に換算し、ベントの実施を判断する。

ただし、有効性評価で想定する範囲を超える場合ではあるが、重大事故等発生時に格納容器への注水等が不十分な場合は、格納容器雰囲気温度が格納容器圧力に対する飽和温度以上になるとともに、溶融炉心からの輻射熱等によって局所的に格納容器雰囲気温度が大きく上昇する可能性がある。

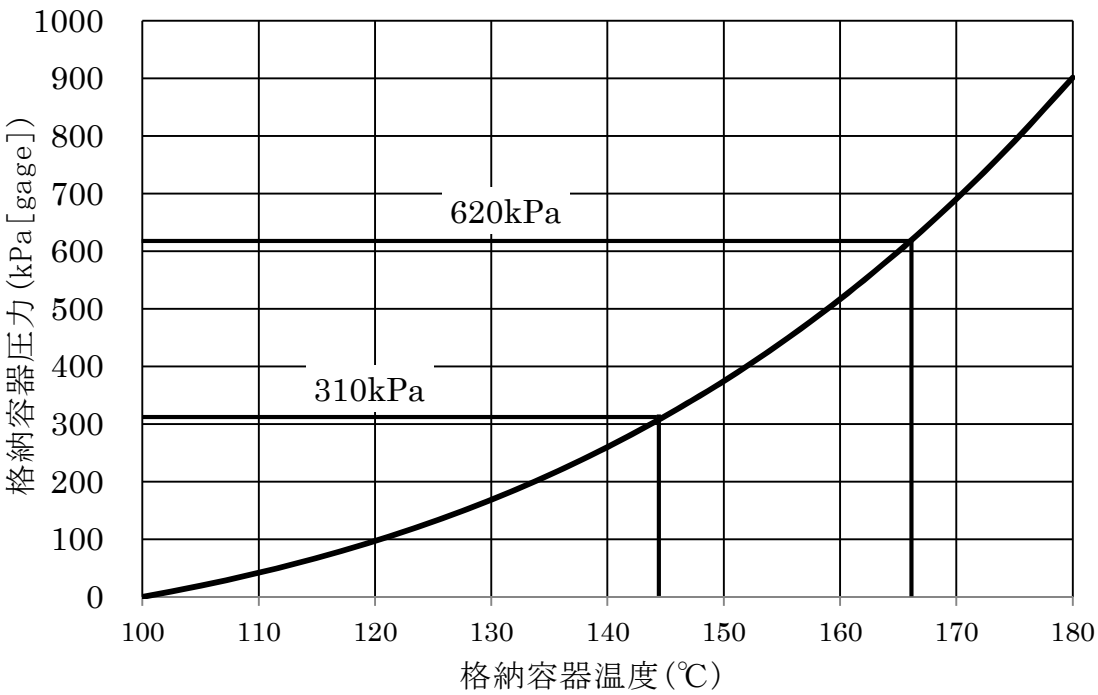
このような場合は、全ての格納容器雰囲気温度計の最大値を圧力換算し、ベントの実施を判断する。この運用により、格納容器雰囲気温度に対する圧力換算値は実際の格納容器圧力と同等又はそれ以上となることから、格納容器の限界圧力である最高使用圧力の 2 倍（620kPa[gage]）に到達する前のベントが可能であると考ええる。



第 1 表 飽和温度と飽和圧力の換算表

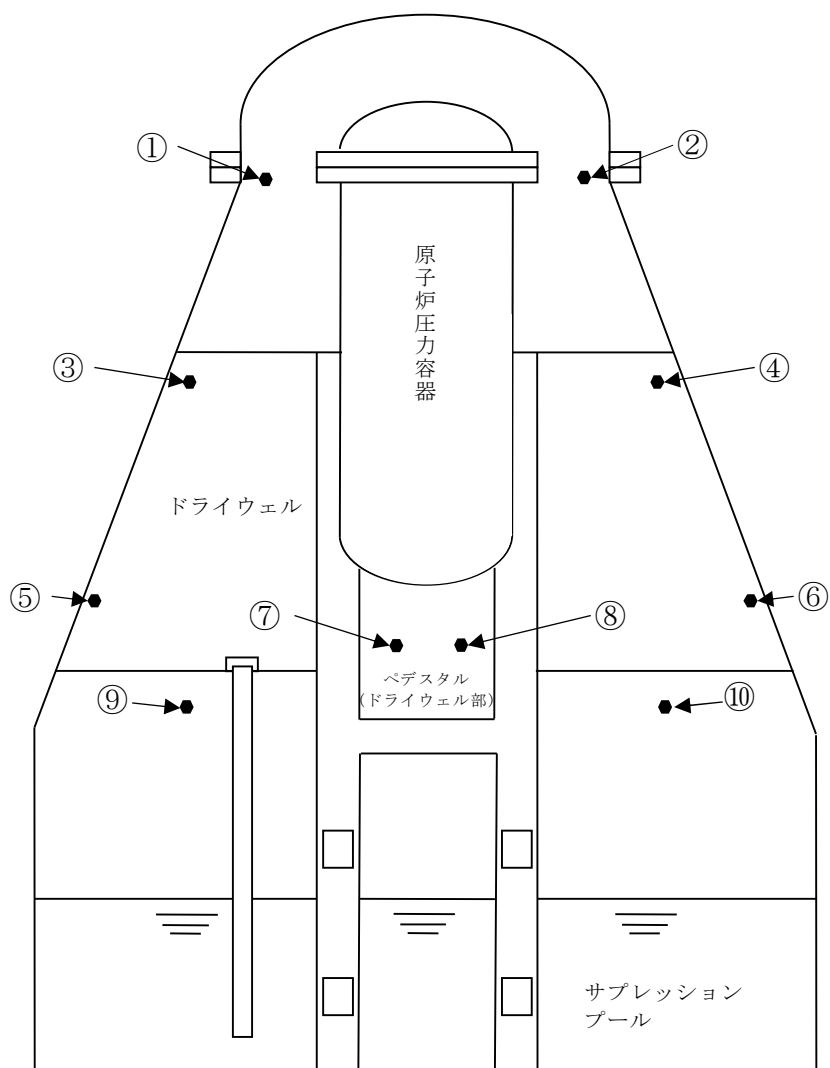
飽和温度[℃]	飽和圧力[kPa]	
	絶対圧力	ゲージ圧力
100	101	0
105	121	20
110	143	42
115	169	68
120	199	97
125	232	131
130	270	169
135	313	212
140	362	260
144.6	411	310 (1Pd)
145	416	314
150	476	375
155	543	442
160	618	517
165	701	599
166.2	721	620 (2Pd)
170	792	691
175	892	791
180	1003	901

参考：日本機械学会蒸気表[1999年]



第 1 図 飽和温度と飽和圧力の換算グラフ





番号	名称	設置場所	測定範囲
①, ②	ドライウエル上部温度	フランジ高さ	0～300℃
③, ④	ドライウエル中部温度	燃料有効長頂部高さ	0～300℃
⑤, ⑥	ドライウエル下部温度	機器ハッチ高さ	0～300℃
⑦, ⑧	ペDESTAL（ドライウエル部）温度	ドライウエル床面高さ	0～300℃
⑨, ⑩	サプレッション・チェンバ温度	サプレッション・チェンバ上部	0～200℃

第 2 図 格納容器雰囲気温度計の計測点



ベント停止手順について

## (1) 格納容器フィルタベント系によるベント停止の判断について

格納容器フィルタベント系によるベントを停止した後は、以下の機能が必要となる。

## a. 格納容器の除熱機能（残留熱除去系等）

- ・ 格納容器内に残存する核分裂生成物から発生する崩壊熱を除去し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するため

## b. 格納容器への窒素供給機能（窒素供給設備）

- ・ 残留熱除去系の運転に伴う蒸気凝縮により、格納容器内が負圧になることを防止するため
- ・ 水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止するため

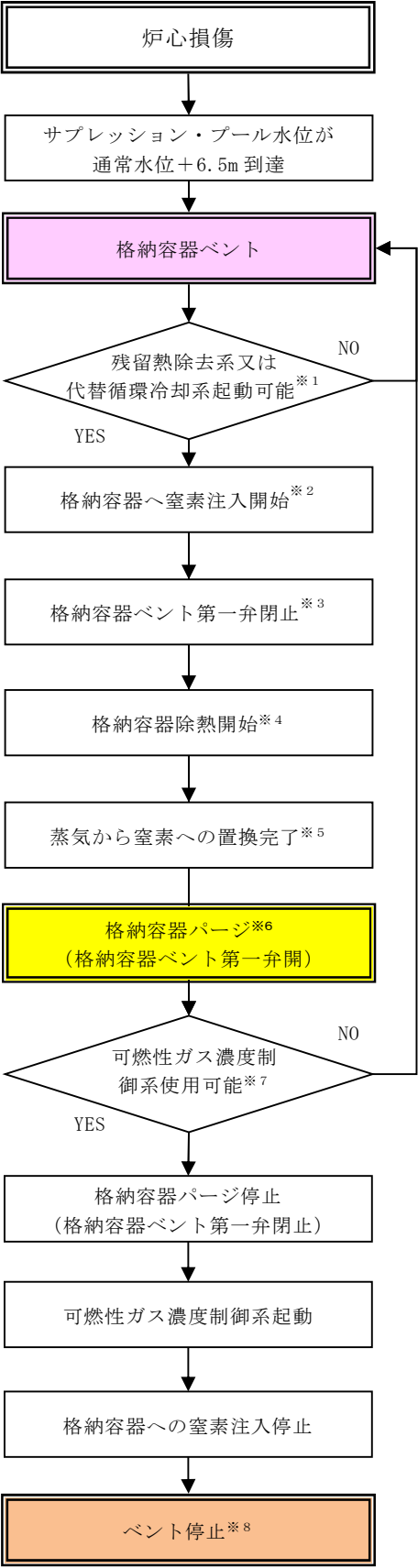
## c. 格納容器内の可燃性ガスの濃度制御機能（可燃性ガス濃度制御系）

- ・ 水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止するため

## (2) ベント停止手順について

ベント停止フローを第1図に示す。また、第2図に格納容器圧力挙動のイメージ、第3図に格納容器温度挙動のイメージ及び第4図に格納容器内気相挙動のイメージを示す。

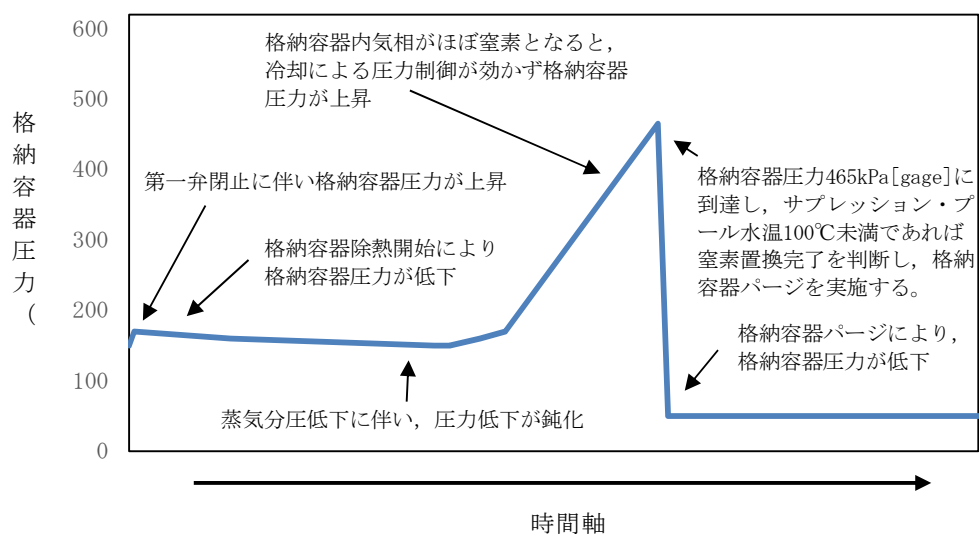




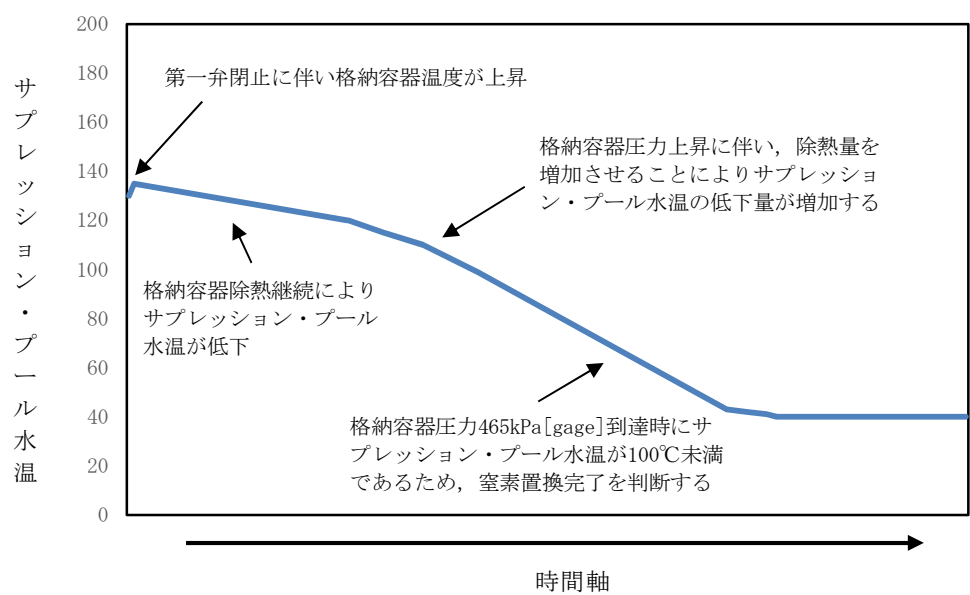
- ※ 1 : 残留熱除去系又は代替循環冷却系の機能が復旧し、格納容器の除熱が可能であることを確認する。
- ※ 2 : サブプレッション・チェンバ側からのベントを実施している場合には、ドライウエル内に水素・酸素が滞留する可能性があるため、ドライウエル側から窒素を供給し、ベント管を通じてサブプレッション・チェンバ側から排出する。ドライウエル側からベントを実施している場合には、サブプレッション・チェンバ側から窒素を供給し、ドライウエル側から排出する。
- ※ 3 : 第一弁閉後は、第一弁と第二弁の間に水素が滞留するおそれがあるため、第一弁の下流から窒素を供給する。このため、第一弁でベントを停止する（第二弁は開状態を維持する）。
- ※ 4 : ベント弁を閉止後、残留熱除去系又は代替循環冷却系を起動し、外部水源による注水を停止する。また、格納容器内気相はほぼ蒸気であるため、除熱による蒸気凝縮量が窒素供給量を上回った場合、格納容器圧力が負圧となる可能性があるため、格納容器圧力 13.7kPa[gage]－310kPa[gage]の間となるように熱交換器への通水量を調整することで格納容器圧力が負圧になることを防止しながら窒素置換を実施する。また、格納容器圧力が 13.7kPa まで低下した場合には、負圧を防止するため格納容器除熱を停止し、外部水源による注水を実施する。
- ※ 5 : 格納容器圧力が 465kPa に到達し、かつ、サブプレッション・プール水温が 100℃未満であれば、格納容器の気相が蒸気から窒素へ置換されたことを判断する。
- ※ 6 : 格納容器圧力低下及び水の放射線分解によって継続して発生する水素及び酸素をパージすることを目的として、残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱及び格納容器への窒素供給を継続しながら第一弁を再度開として、格納容器内をパージする。可燃性ガス濃度制御系が起動できない場合、可燃性ガス濃度制御系が復旧するまで格納容器パージを継続する。
- ※ 7 : 可燃性ガス濃度制御系が使用可能であることを確認し、格納容器パージ停止操作を実施する。
- ※ 8 : 格納容器の状態は、窒素置換されていることによって負圧のおそれはなく、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素は可燃性ガス濃度制御系によって処理され、残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱が継続されている状態である。

第1図 格納容器ベント停止フロー



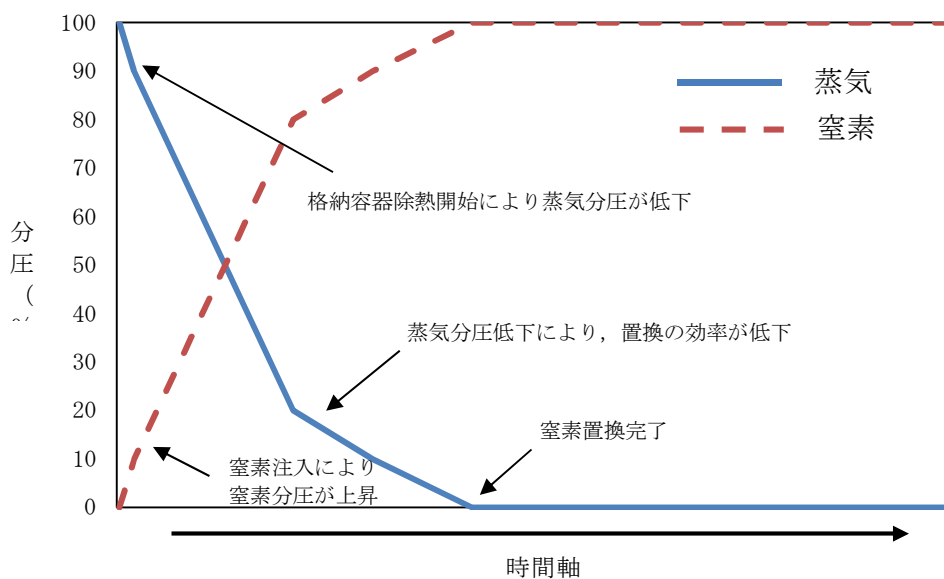


第 2 図 格納容器ベント停止後の窒素置換実施時における  
格納容器圧力挙動イメージ



第 3 図 格納容器ベント停止後の窒素置換実施時における  
格納容器温度挙動イメージ





第 4 図 格納容器ベント停止後の窒素置換実施時における  
格納容器内気相の挙動イメージ

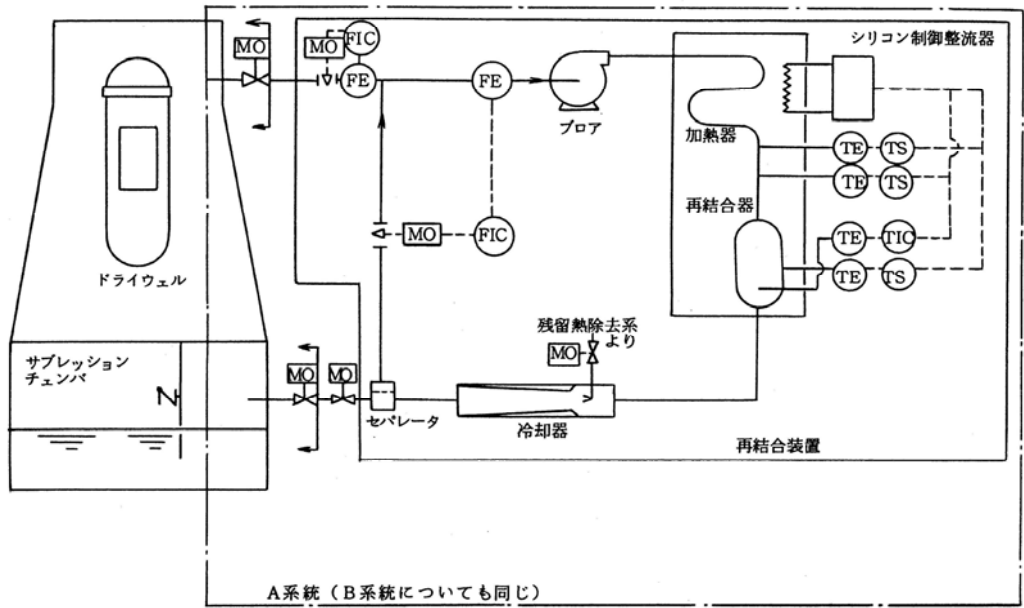
### (3) 可燃性ガス濃度制御系について

可燃性ガス濃度制御系については、設計基準事故対処設備として位置付けており、重大事故等発生時の格納容器雰囲気における耐性を有さないものである。可燃性ガス濃度制御系の仕様を第 1 表に、系統概略図を第 5 図に、設置場所を第 6 図に示す。



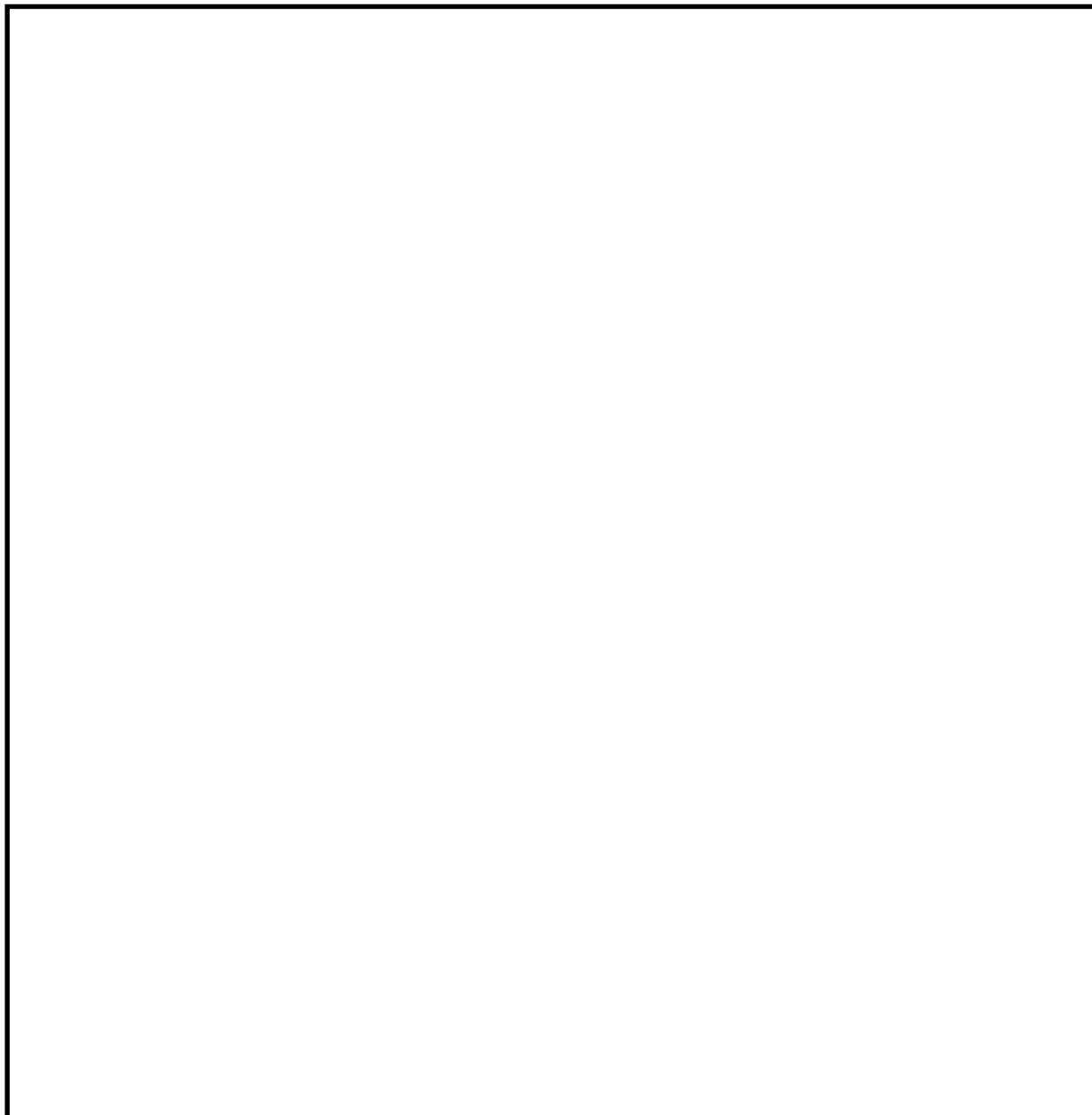
第 1 表 可燃性ガス濃度制御系の主な仕様

項目		設計	備考
耐震クラス		S クラス	
入口ガス条件	運転温度	$\leq 121^{\circ}\text{C}$	運転許可インターロック設定値
	運転圧力	$\leq 145\text{kPa}$	運転許可インターロック設定値
	水素濃度	$\leq 4.0\text{vol}\%$	
	酸素濃度	$\leq 5.0\text{vol}\%$	
再結合効率		95%	水素濃度 2vol%時



第 5 図 可燃性ガス濃度制御系の系統概略図





第 6 図 可燃性ガス濃度制御系の設置場所

(4) ベント実施中及びベント停止後の格納容器負圧防止対策について

a. ベント実施中における格納容器負圧防止対策について

通常運転中は格納容器内に窒素を封入しているが、ベント実施中は窒素を含む格納容器内の非凝縮性ガスが排出され、格納容器内は崩壊熱により発生する蒸気で満たされた状態となる。その状態で代替格納容器スプレイ系（常設）による格納容器スプレイを実施すると、蒸気の凝縮に



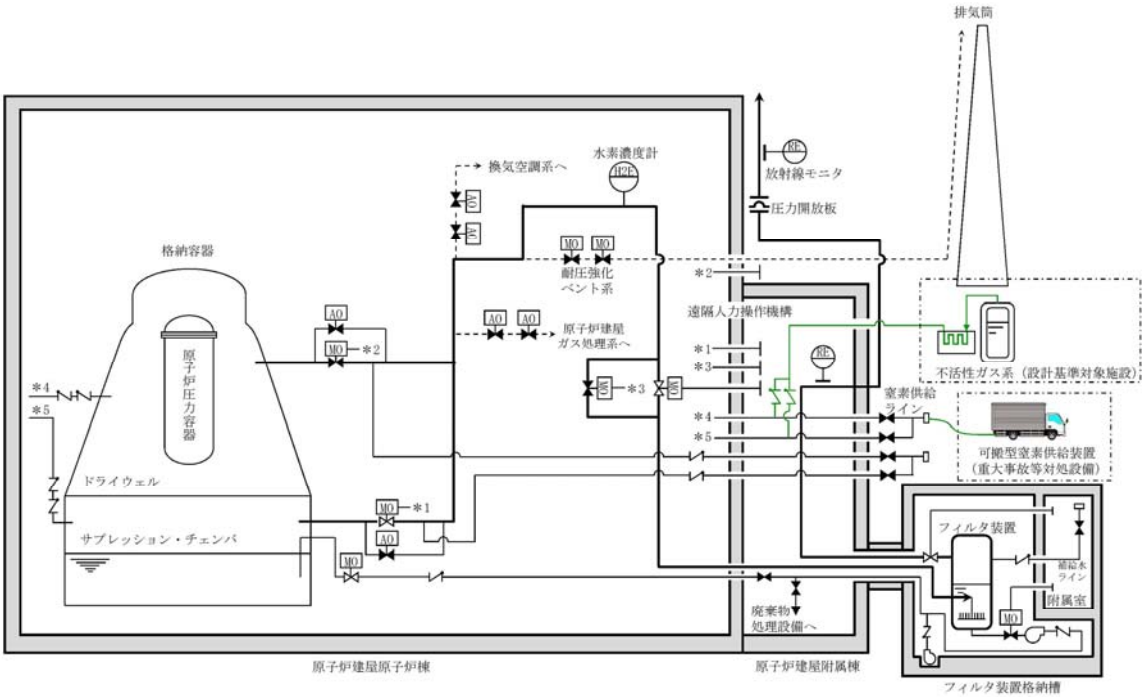
より格納容器圧力が負圧になるおそれがあるが、ベント実施前に代替格納容器スプレイ系（常設）を停止する運用としているため、ベント実施中に格納容器圧力が負圧になることはない。

b. ベント停止後における格納容器負圧防止対策について

ベント停止時は、最初に可搬型窒素供給設備により格納容器内に窒素注入を開始し、その後、残留熱除去系又は代替循環冷却系を用いた格納容器除熱を開始する。除熱による蒸気凝縮量が窒素供給量を上回った場合、格納容器圧力が負圧に至る可能性があるため、除熱量（熱交換器のバイパス流量）を調整し格納容器圧力を13.7kPa[gage]-310kPa[gage]の間でコントロールすることで格納容器圧力を正圧に維持しつつ、格納容器気相部を蒸気雰囲気から窒素雰囲気へ置換する。また、格納容器圧力が13.7kPaまで低下した場合には、負圧を防止するため格納容器除熱を停止し、外部水源による注水を実施する。格納容器内気相部が窒素雰囲気へ置換された以降は、格納容器が負圧となることはない。

また、可搬型窒素供給装置以外の手段として、設計基準対象施設ではあるが、不活性ガス系による格納容器への窒素供給が可能である。格納容器への窒素供給手段の概略図を第7図に示す。





第 7 図 格納容器への窒素供給手段の概略図



### 格納容器雰囲気温度によるベントの運用について

#### (1) 格納容器雰囲気温度の監視について

格納容器雰囲気温度計は、ドライウェルに36点、サプレッション・チェンバに4点の計40点を設置しており、各所に分散して配置することにより格納容器全体の雰囲気温度を監視することができる。このうち、重大事故等発生時における監視を確実なものとするため、重大事故発生時の格納容器内の環境条件においても計測可能な温度計を、ドライウェルに8点、サプレッション・チェンバに2点に分散し、格納容器内の雰囲気温度を一様に計測することとしている。

重大事故発生時の格納容器内の環境条件においても計測可能な温度計の計測点を第1図に示す。

#### (2) 局所的な温度上昇について

格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇する要因としては、原子炉圧力容器が高压状態で破損する際に熔融炉心が飛散し、格納容器内に熔融炉心が付着することなどが考えられるが、原子炉圧力容器破損前に原子炉圧力容器を減圧することにより、このような状況に至る可能性を低減する。また、原子炉圧力容器が破損した場合には、熔融炉心がペデスタル部に落下するが、ペデスタル（ドライウェル部）はドライウェル床面より掘り下げられた構造となっているため、熔融炉心はペデスタル(ドライウェル部)に保持され、ドライウェル床面に流出することはない。さらに、格納容器スプレイ実施時には格納容器雰囲気が冷却されること及び格納容器への注水等による熔融炉心の冷却に伴い発生する蒸気により格納容器内では自然対流が起きていることを踏まえると、熔融炉心からの輻射熱等により格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇する可能性は低い。したがって、このような場合には、格納容器圧力限界圧力を下回る最高使用圧力の 2 倍



(620kPa[gage]) 到達までにベントを実施することから、限界圧力に対する飽和温度が約 166℃であることを踏まえると、過温破損に至ることはないと考えられる。

なお、格納容器圧力が計測できない場合は、「別紙 19. 格納容器内の圧力が計測できない場合の運用について」に記載のとおり、格納容器雰囲気温度によりベントを判断することとしている。

(3) 格納容器破損のおそれがある場合の影響緩和のためのベント実施について

炉心部の燃料、ペDESTAL（ドライウェル部）に落下した燃料デブリ及び格納容器内を冷却するため、格納容器への注水等に期待するが、十分な注水等ができない場合には、格納容器雰囲気が過熱状態になり、格納容器雰囲気温度が格納容器圧力に対する飽和温度以上になるとともに、熔融炉心からの輻射熱等により格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇し、格納容器が過温破損に至るおそれがある。このように、重大事故等対処設備が健全に機能せず、格納容器の健全性が脅かされる可能性が高い状況では、格納容器フィルタベント系からのベントを実施し、フィルタ装置を介した放射性物質の放出経路を形成することで、格納容器の過温破損時に大気へ放出される放射性物質の総量を低減させる運用とする。

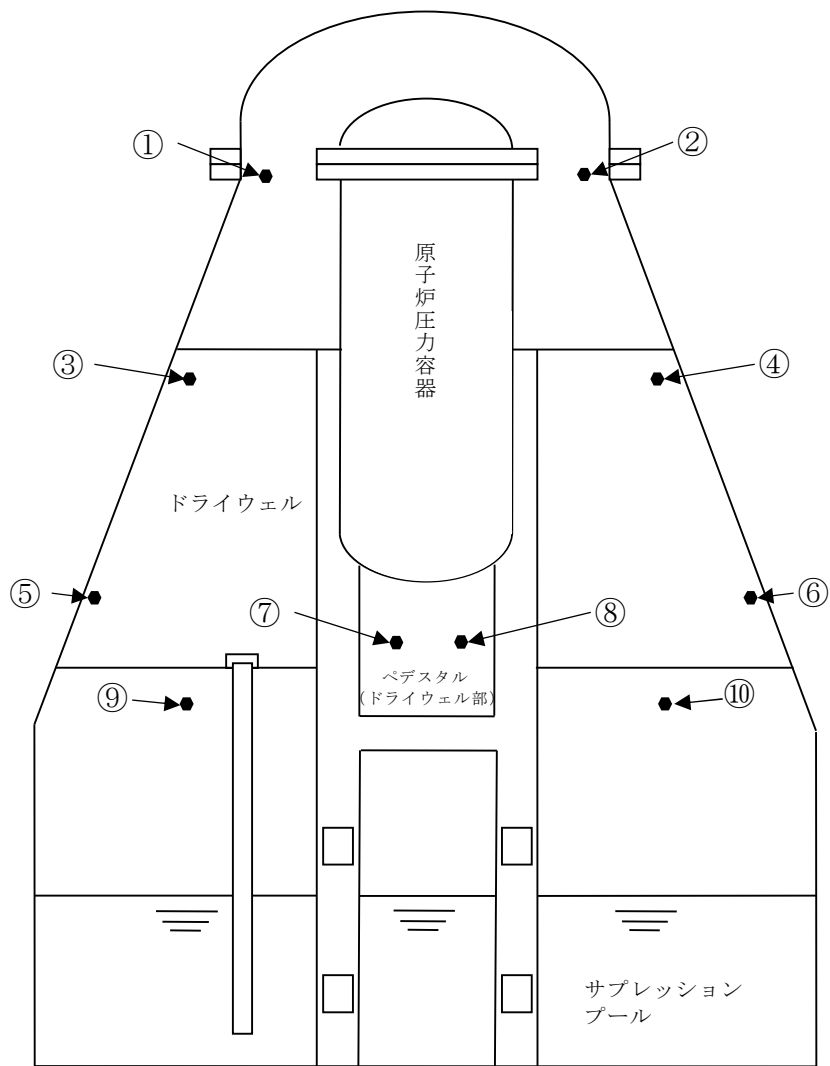
ベントの実施は過圧破損防止の観点では有効な手段であるが、格納容器雰囲気の過熱状態による温度上昇に対しては一定の抑制効果はあるものの過温破損そのものを防止できる手段ではない。したがって、格納容器温度上昇に対するベントにおいて、過温破損の観点では可能な限り格納容器内に存在する希ガスの減衰に期待するため、格納容器の限界温度に到達するおそれのある「格納容器温度 200℃以上において温度上昇が継続している場合」をベント実施判断基準として設定した。格納容器温度の上昇継続を



判断基準として設定した理由は、200℃以上にて温度上昇が継続する場合には、格納容器過温破損に至る可能性があり、事前に環境緩和のための格納容器ベントを実施するためである。

なお、格納容器が過温破損するような状況では、格納容器温度が全体的に上昇することが考えられること及び計器故障等による誤ベントを防止するため、第1図に示すドライウェルに設置した温度計の指示値のうち2点が200℃に到達した時点で格納容器フィルタベント系からのベントを実施することとする。





番号	名称	設置場所	測定範囲
①, ②	ドライウエル上部温度	フランジ高さ	0～300℃
③, ④	ドライウエル中部温度	燃料有効長頂部高さ	0～300℃
⑤, ⑥	ドライウエル下部温度	機器ハッチ高さ	0～300℃
⑦, ⑧	ペDESTAL（ドライウエル部）温度	ドライウエル床面高さ	0～300℃
⑨, ⑩	サブプレッション・チェンバ温度	サブプレッション・チェンバ上部	0～200℃

第 1 図 格納容器雰囲気温度計の計測点

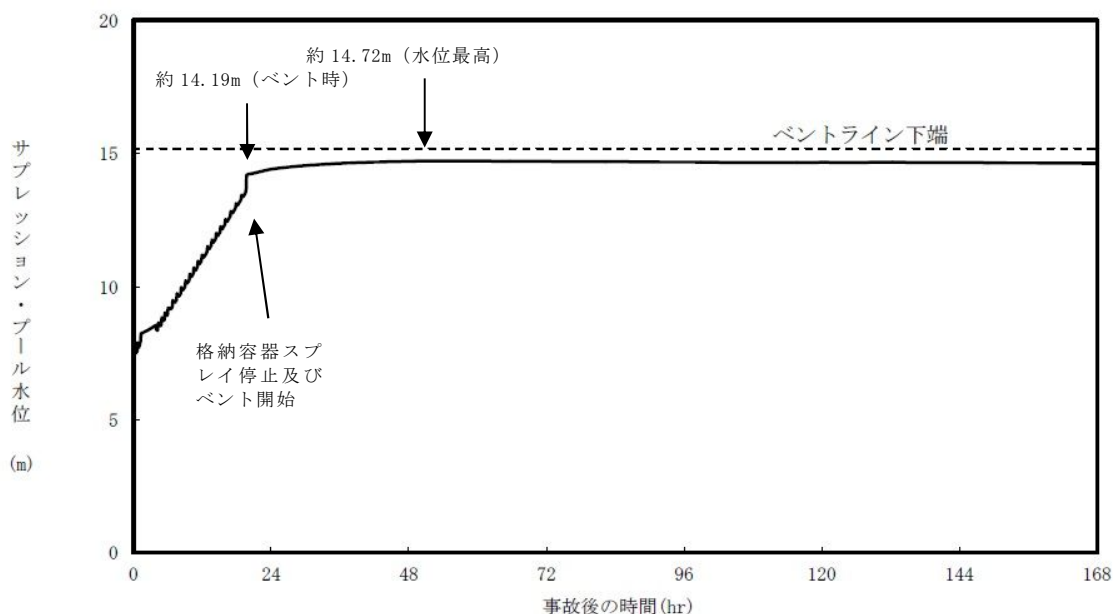


格納容器減圧に伴うベント管からサブプレッション・プールへの冷却水の流入について

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）等による代替格納容器スプレイを実施する場合、外部水源の持ち込みによるサブプレッション・プール水位の上昇により、ベントラインが水没するおそれがある。サブプレッション・プールの水位は、ベント時のサブプレッション・チェンバ圧力低下に伴う体積膨張及びベント管からの水の流入によっても増加するため、これらを考慮してもベント実施後にベントラインが水没しないよう格納容器スプレイを停止する必要がある。

原子炉注水した冷却材が破断口からサブプレッション・プールに移行し、サブプレッション・プール水位の上昇が最も厳しいシーケンスとなる「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」におけるサブプレッション・プール水位の挙動を第 1 図に示す。格納容器スプレイ停止後、ドライウエル圧力が上昇することでベント管内の冷却材の一部が押し出されサブプレッション・プール水位が上昇する。ベントを開始すると、サブプレッション・チェンバの圧力が低下し、ベント管内に残存する冷却材がサブプレッション・プールに押し出されることでさらに水位が上昇する。その後は、破断口から流出する冷却材の流入等による水位上昇効果と、ベント時の圧力低下やサブプレッション・プール内の核分裂生成物からの崩壊熱によるサブプレッション・プール水の蒸発による水位低下効果のバランスによりサブプレッション・プール水位が変動するが、ベントライン下端まで到達しない。また、ベント実施時の減圧沸騰によるサブプレッション・プールの水位上昇を考慮してもベントライン下端まで到達しない。





第 1 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」

におけるサプレッション・プール水位の挙動

原子炉格納容器フィルタベント系によるサプレッション・チェンバからのベント実施時には、ベント管内に残存する冷却材がサプレッション・チェンバに流入することで、サプレッション・プール水位が最大約 14.72m まで上昇するものの、ベントライン下端高さである約 15.17m に対して余裕がある。

また、減圧沸騰が発生すると考えられるベント実施時（サプレッション・プール水位：約 14.19m）について、減圧沸騰を考慮した場合の水位を評価した結果、水位上昇幅は約 0.85m となり、サプレッション・プール水位は約 15.04m に到達するが、ベントライン下端高さである約 15.17m に対して余裕があるため、減圧沸騰の影響によってベントが妨げられることはない。

以上の減圧沸騰による水位上昇評価は、サプレッション・プールの圧力がサプレッション・チェンバ圧力に等しいと仮定して評価しているが、現実的にはサプレッション・プールの下部には水頭圧がかかることにより、プール全体が減圧沸騰することはないため、水位は約 15.04m より低くなると考えられる。



(1) ベント実施時の減圧沸騰による水位上昇評価

① 評価条件

- ・ サプレッション・プール水位 : 約 14.2m
- ・ サプレッション・プール水面表面積 : 約 474m<sup>2</sup>
- ・ ベント実施直後のサプレッション・チェンバ圧力 : 約 330kPa [gage]
- ・ ベント実施直後のベント流量 : 約 16.0kg/s

② 評価方法

減圧沸騰時のボイド率からサプレッション・プール水位の上昇分を求める。サプレッション・プール水中で一様な蒸気発生がある場合の平均ボイド率は、ドリフトフラックスモデルから以下の式 (1) により求める。

$$\alpha = \frac{j_g}{V_g + j_g Co} \quad \dots \dots \dots (1)$$

ここで、 $j_g$  はサプレッション・プール表面での見かけ蒸気速度であり、蒸気流量 ( $W_g$ )、サプレッション・プール表面積 ( $A_p$ )、及び蒸気密度 ( $\rho_g$ ) を用いて、以下の式 (2) により求める。

$$j_g = \frac{W_g}{A_p \rho_g} \quad \dots \dots \dots (2)$$

また、 $V_g$  はドリフト速度 (局所的な気液管速度差) であり、以下の計算式 (3) により求める。

$$V_g = 1.53 \left( \frac{\sigma \cdot g \cdot (\rho_w - \rho_g)}{\rho_w^2} \right)^{\frac{1}{4}} \quad \dots \dots \dots (3)$$

ここで、

$\sigma$  : 水の表面張力 (0.048N/m)



$g$  : 重力加速度 ( $9.81\text{m/s}^2$ )

$\rho_w$  : 水の密度 ( $920.14\text{kg/m}^3$ ※)

$\rho_g$  : 蒸気の密度 ( $2.32\text{kg/m}^3$ ※)

$C_o$  : 分布定数 (1.0)

※サプレッション・チェンバ圧力  $330\text{kPa}[\text{gage}]$  時における値

として、平均ボイド率  $\alpha$  を求めると約 0.0595 となる。

### ③評価結果

サプレッション・プール水位は減圧沸騰により約 5.95%体積膨張する。  
その結果、ベント時のサプレッション・プール水位約 14.19m に対して、減  
圧沸騰により水位は約 0.85m 上昇し、約 15.04m となる。



### 有効性評価における炉心損傷の判断根拠について

東海第二発電所では、格納容器雰囲気モニタの $\gamma$ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失<sup>※1</sup>時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合には、「炉心損傷」と判断する。(第1図)

#### ※1 設計基準事故の中で格納容器内の核分裂生成物の存在量が最大となる事象

ここで、追加放出量の10倍に相当するF Pが燃料から放出される状態は、多くの燃料が損傷していることを示唆していると考えられ、炉心損傷と判断することは、以下の理由から妥当と考えている。

- ①東海第二発電所では、設計基準事故としての原子炉冷却材喪失時の評価では、燃料棒の破裂は発生していない。そのため、多くの燃料に破損が生じている状態は、設計基準事故を大きく超える状態と判断されること。
- ②炉心冷却が不十分な事象において、格納容器雰囲気モニタの $\gamma$ 線線量率が追加放出量の10倍に相当する値に至る場合には、その後、ごく短時間で10倍に相当する値を大きく上回る線量率に至っていること。また、これは、大量のF Pが格納容器内に放出されたことを意味しており、これ以降、格納容器の健全性を確保することが極めて重要となること。(第1図)
- ③追加放出量の10倍のF Pが放出された時点では、有効性評価における判断基準（燃料被覆管最高温度1,200℃以下、酸化量15%以下）に至っていない可能性もあるが、上記②のとおり、炉心冷却が不十分な事象において、追加放出量の10倍に相当するF Pが放出された以降の事象進展は非常に早く、有効性評価において炉心損傷と判断する時間との差異が小さいと考えられること。

なお、「炉心損傷」と判断した場合は、格納容器内に放出される希ガスの影

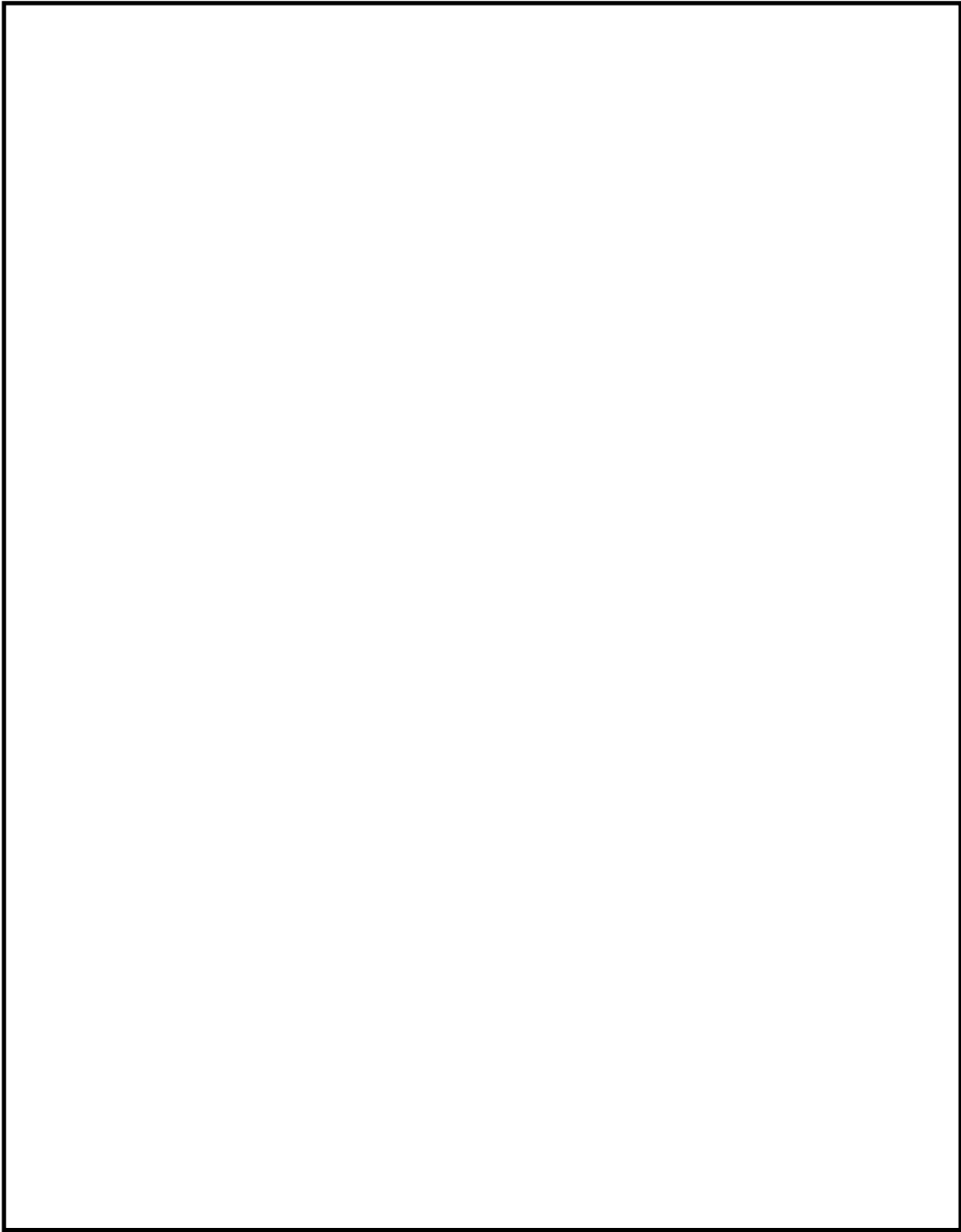


響を考慮し, 格納容器スプレイ及びベントの運用を変更することとしている。  
(第 1 表)

第 1 表 炉心損傷の有無による格納容器スプレイ及びベント運用

炉心損傷の有無	格納容器スプレイ実施基準	ベント実施基準
炉心損傷を判断した場合	格納容器圧力 217kPa[gage]～279kPa[gage]	格納容器圧力 310kPa[gage]到達
炉心損傷がない場合	格納容器圧力 400kPa[gage]～465kPa[gage]	サプレッション・プール 通常水位+6.5m 到達





第 1 図 炉心損傷等判定図及び T Q U V における格納容器雰囲気の  $\gamma$  線線量率



格納容器からの異常漏えい時における対応について

## (1) 格納容器からの異常漏えい時における対応方針

事故時に炉心損傷を判断した際は、格納容器の破損を防止するため、サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m 到達した場合、格納容器酸素濃度が 4.3%に到達した場合及び格納容器スプレイが実施できない場合には、格納容器フィルタベント系におけるベントを実施することとしている。

一方、万が一、ベントを実施する前に、格納容器からの異常な漏えいにより、原子炉建屋原子炉棟（以下「R／B」という。）内に放射性物質が放出されるような状況になれば、大気へ放出される放射性物質の総量を可能な限り防止する対応として、フィルタベント系におけるベントを実施することとしている。この対応により、フィルタ装置を介した放射性物質の放出経路を形成することで、大気へ放出される放射性物質の総量を低減し、公衆への影響を緩和する運用とする。

## (2) 格納容器の異常漏えい時における運用方法

原子炉建屋水素濃度計指示値が2vol%に到達した場合には格納容器からの異常な漏えいが発生していると判断し、格納容器フィルタベント系によるベントを実施する。

ベントについては、ドライウェル内に存在する粒子状物質のサプレッション・プールでのスクラビングによる捕集効果に期待するため、サプレッション・チェンバ側からのベントを実施する。仮に格納容器からの漏えい発生個所がドライウェル側であっても、サプレッション・チェンバからのベントによりドライウェル圧力を低下させることで、格納容器からの漏えいを抑制することが可能である。

また、原子炉建屋ガス処理系については、当該系統内での水素爆発発生防止の観点から、R／B水素濃度計指示値が2vol%に到達した時点で停止



する。

### (3) ベント実施基準設定の考え方

判断基準設定に当たっては、以下の事項を考慮して設定している。

- ・ 異常な漏えいの定義として、格納容器の設計漏えい率を超えて漏えいしている場合に異常な漏えいが発生しているとする。
- ・ 格納容器から R/B への漏えいを考慮した場合の G O T H I C コードによる R/B 水素濃度解析において、格納容器の設計漏えい率相当の漏えいがある場合の評価では、格納容器からの漏えいにより R/B 水素濃度が徐々に上昇するが、P A R 動作開始水素濃度である 1.5vol% 到達により漏えいした水素が処理され、1.5vol% で推移する結果となった。
- ・ また、格納容器の設計漏えい率相当（最大 1.3%/day）を超える 10%/day の漏えい率とした場合の R/B 水素濃度評価では最大 3.2vol% となった。
- ・ P A R 動作開始水素濃度（約 1.5vol%）、R/B 水素濃度計の誤差（± 0.25vol%）及び評価の不確かさを踏まえ、R/B 水素濃度計指示値が 2vol% に到達した時点でベント実施を判断する。

### (4) 漏えい検知設備設置場所の妥当性

R/B 内に漏えいした水素は大物搬入口及び階段を通じて R/B 6 階（オペレーティングフロア）に流入することから、格納容器の異常な漏えいの検知は、R/B 6 階（オペレーティングフロア）に設置された R/B 水素濃度計により確認する。

### (5) R/B 水素濃度計以外による格納容器からの異常な漏えいの検知性

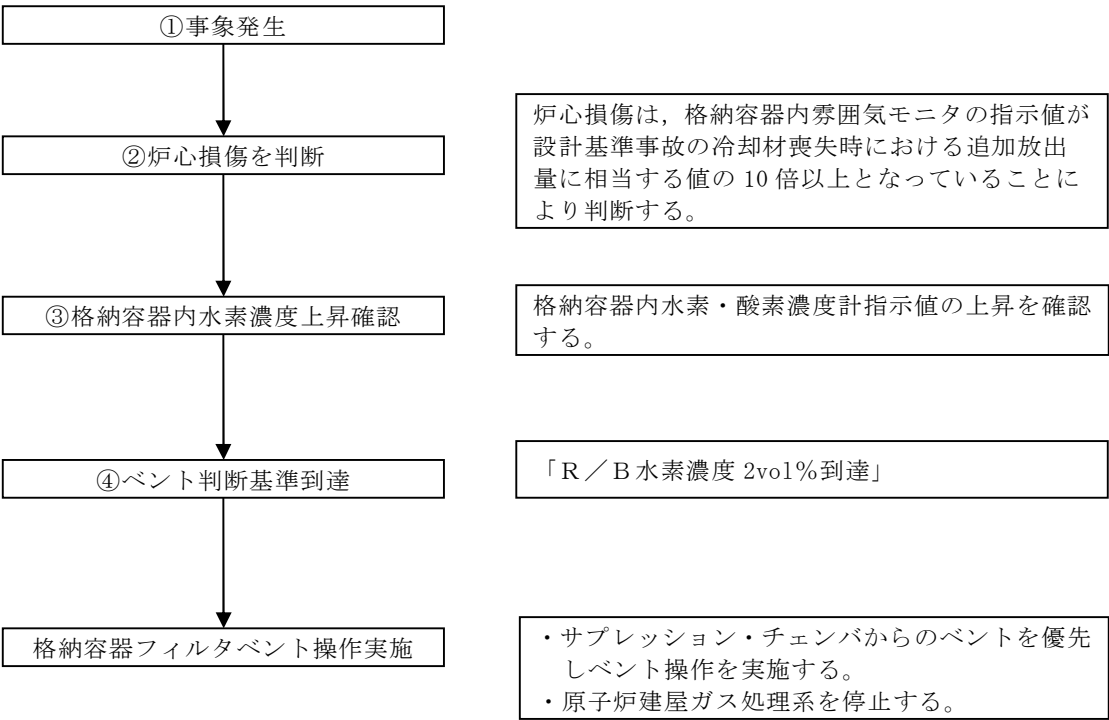
格納容器からの著しい漏えいが発生した場合は、格納容器側のパラメータとして、格納容器圧力が異常に低下することや圧力上昇が停滞すること



が考えられる。格納容器圧力の異常な低下や停滞については、崩壊熱による蒸気発生量よりも格納容器から R / B へ漏えいする量が多くなった場合に判断可能なものであるが、崩壊熱による蒸気発生量は事象発生 7 日後の時点においても、10% / day の格納容器漏えい率で R / B へ漏えいする量より十分大きい。このことから、10% / day よりも大幅に大きい漏えい率の場合にのみ検知可能なパラメータである。したがって、異常な漏えいと考えられる 10% / day の漏えいにおいて、格納容器圧力では判断できない。

また、R / B 側のパラメータとしては、原子炉建屋内の温度計及びエアモニタの指示値にも影響があると考えられるが、これらは設計漏えい率相当の漏えいによっても影響を受けるものであり、ベントの判断基準を設定することができない。

上記の理由を踏まえ、格納容器の異常な漏えいは、検知性の観点から R / B 水素濃度により判断することとしている。



第1図 格納容器の異常な漏えいによるベント実施フロー



格納容器スプレイに失敗した場合のベント運用について

## (1) 格納容器スプレイ失敗時における対応について

炉心損傷を判断した場合、格納容器圧力が 465kPa[gage] (1.5Pd) に到達した時点で代替格納容器スプレイを実施することで、格納容器圧力の上昇を抑制し、ベント実施するまでの格納容器内に存在する希ガスの減衰期間を確保することとしている。

ただし、万が一、何らかの要因により格納容器スプレイに失敗した場合には、格納容器破損を防止する観点からベント操作に移行する。

## (2) 格納容器スプレイ失敗時におけるベント判断基準

格納容器スプレイ失敗を確認した時点でベント実施を判断し、速やかにベント操作を開始するため、第一弁及び第二弁の開操作を実施する。なお、格納容器スプレイの失敗については、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び代替循環冷却系格納容器スプレイ流量が必要流量以上流れないこと又は必要流量以上流れていた場合においても格納容器の圧力抑制ができない場合に判断する。

## (3) 格納容器スプレイ失敗時におけるベント操作の成立性について

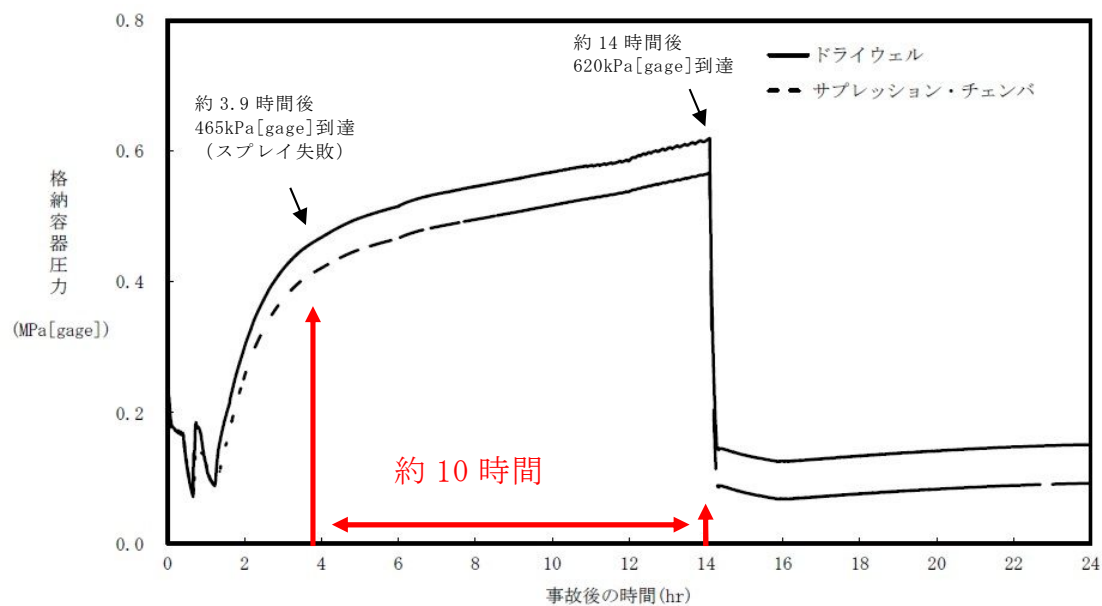
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）シーケンスにおいて、格納容器圧力制御のためのスプレイに失敗した場合の格納容器圧力の推移を第 1 図に示す。スプレイ失敗を確認してから、格納容器圧力 620kPa [gage] (2Pd) 到達までは約 10 時間である。

ベント実施判断からベント準備操作を開始しベント操作完了までに必要な時間は、第 2 図に示すとおり、それぞれ現場での人力操作を考慮したとしても約 3.5 時間以内に完了するため、格納容器スプレイ失敗の判断から格納容器の限界圧力である 620kPa [gage] (2Pd) 到達までの時間（約 10 時



間) に比べて十分短い。したがって、格納容器スプレイ失敗時にベント弁の現場での人力操作を実施する場合でも、格納容器の限界圧力到達までにベントの実施が可能である。

なお、格納容器の圧力上昇が緩慢な場合であっても、格納容器スプレイ失敗時は格納容器減圧の手段を喪失していることから、速やかにベントを実施することとする。



第1図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）における  
スプレイ失敗時の圧力挙動

作業項目		操作場所・必要要員数		▽ 0 分	▽ 1 時間	▽ 2 時間	▽ 3 時間
ベント準備操作	MCRからの第一弁開操作及び失敗確認	中央制御室	1	5 分			
	第一弁開操作のための装備着用及び現場移動	現場	3	35 分			
	第一弁開操作	現場	【3】		90 分		
	第一弁開操作終了後の現場移動	現場	【3】			35 分	
	第二弁開操作のための装備着用及び現場移動	現場	3	45 分			
ベント操作	MCRからの第二弁開操作及び失敗確認	中央制御室	1				3 分
	第二弁開操作	現場	3				30 分
				ベント所要時間 3時間18分			

第2図 ベント準備操作及びベント操作を連続した場合の所要時間



ベント準備操作開始タイミングについて

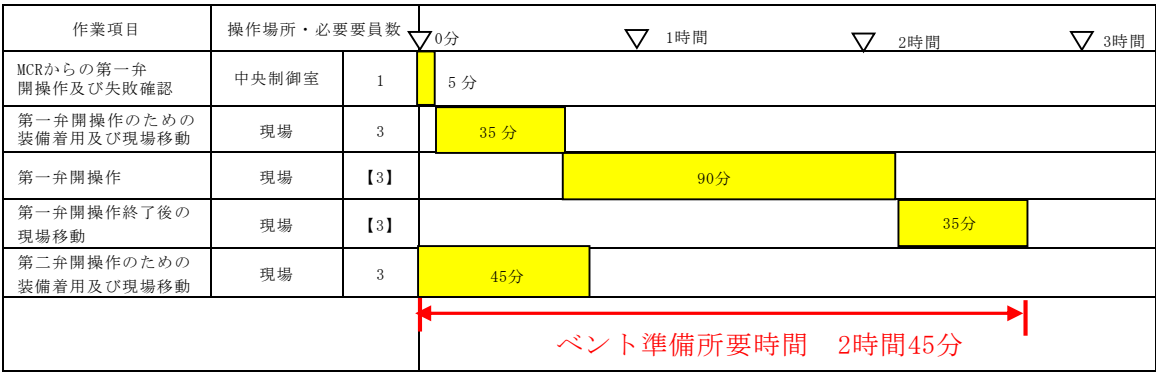
(1) ベント準備操作について

東海第二発電所では、ベント実施時の作業時間短縮を目的として、他系統との隔離確認，ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認，第一弁の開操作をベント準備と位置づけて、ベント実施操作判断基準到達までに実施し，その他のベント実施に関連する作業をベント実施操作判断基準到達後に実施することとしている。

ベント準備操作は，サプレッション・プール水位が通常水位+5.5m に到達したことを起点として開始する。これは，仮に第一弁の中央制御室からの遠隔操作失敗を想定しても，ベント実施操作判断基準到達までにベント準備が完了する基準として設定している。

(2) ベント準備操作判断基準の考え方

ベント準備操作の所要時間が長くなる中央制御室からの遠隔操作失敗を想定したタイムチャートを第 1 図に示す。所要時間は 2 時間 45 分である。



第 1 図 ベント準備所要時間タイムチャート

また，ベント準備操作判断基準であるサプレッション・プール水位通常水位+5.5m 近辺の水位から，サプレッション・プール通常水位+6.5m（外部



水源による格納容器スプレイ停止基準) までの水量及び到達時間を第 1 表に示す。

ベント準備操作所要時間が2時間45分であること及びスプレイ停止基準であるサプレッション・プール通常水位+6.5m 到達時間の関係から，ベント準備操作の開始タイミングとしてはサプレッション・プール通常水位+5.5m 到達を基準とすることが妥当と考える。

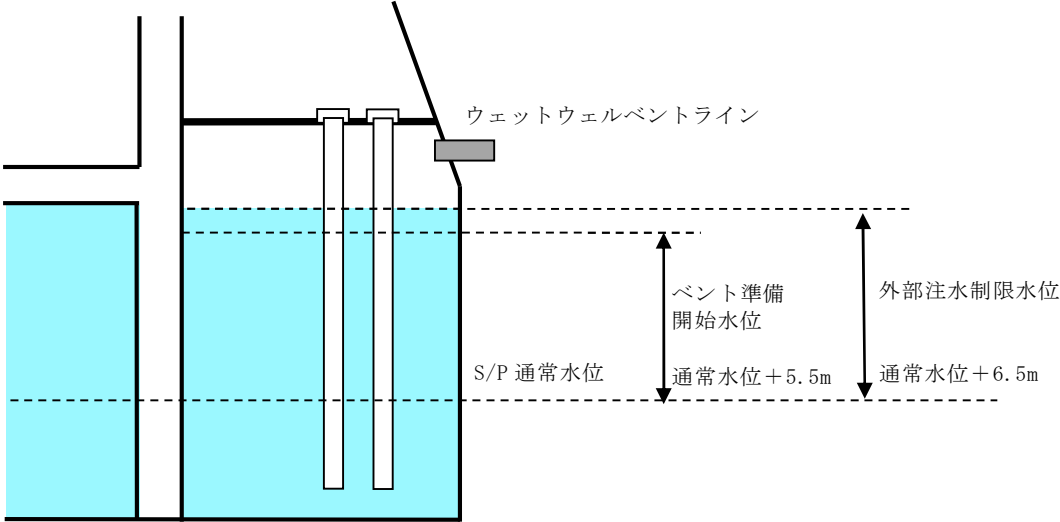
サプレッション・プール水位とベント実施に係る操作タイミングを第 2 図に示す。

第 1 表 スプレイ停止基準までの水量

サプレッション・プール水位	サプレッション・プール水位 通常水位+6.5m までの水量	サプレッション・プール水位 通常水位+6.5m 到達時間※
通常水位+6.0m	約 220 m <sup>3</sup>	約 1 時間 40 分
通常水位+5.5m	約 450 m <sup>3</sup>	約 3 時間 20 分
通常水位+5.0m	約 670 m <sup>3</sup>	約 5 時間

※外部水源を用いた代替格納容器スプレイ流量を 130m<sup>3</sup>/h で連続して格納容器スプレイした場合。実際には，代替格納容器スプレイは間欠にて実施することとしており，実運用上は表中の到達時間よりも長くなる。





第 2 図 サプレッション・プール水位と各操作タイミングについて



格納容器フィルタベント系の計装設備の網羅性について

格納容器圧力逃がし装置の計装設備については、以下の考えに基づき網羅性を有する設計としている。

- ①格納容器圧力逃がし装置の待機時、運転時、事故収束時の各状態で、系統の要求上確認すべき項目の全てが監視可能であること。
- ②上記の各状態において、管理すべき値を網羅した計測範囲であること。

(1) 確認すべき項目について

格納容器圧力逃がし装置の待機時、運転時、事故収束時の各状態で確認すべき項目を下記 a ～ e に抽出し、各確認すべき項目に対する計装設備が設置されていることを第 1 表に示す。（「2.4.1 計装設備」の記載内容の一部再掲）

a. 系統待機時の状態

待機時の状態が、以下のとおり把握可能である。

(a) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認

フィルタ装置水位計にて、水位（スクラビング水の水位）が、待機時の設定範囲内  にあることを監視することで、要求される放射性物質除去性能が発揮できることを確認することで把握できる。

系統待機時における水位の範囲は、ベント時のスクラビング水の水位変動を考慮してもフィルタ装置の放射性物質除去性能を維持し、ベント開始後 24 時間は水補給が不要となるよう設定している。

(b) 系統不活性状態の確認

フィルタ装置排気ライン圧力計及びフィルタ装置圧力計にて、封入した窒素圧力  を継続監視することによって、系



統内の不活性状態を確認することで把握できる。

b. 系統運転時の状態

運転時の状態が、以下のとおり把握可能である。

(a) 格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認

フィルタ装置圧力計にて、ベント開始により圧力が上昇し、ベント継続により格納容器の圧力に追従して圧力が低下傾向を示すことで、格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることを確認することで把握できる。

また、**フィルタ装置**スクラビング水温度計にて、ベント開始により待機状態から温度が上昇することを監視することで、格納容器のガスがフィルタ装置に導かれていることを確認することで把握できる。更に、フィルタ装置出口放射線量率が初期値から上昇することを計測することによりガスが通気されていることを把握できる。

(b) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認

**フィルタ装置**水位計にて、水位（スクラビング水の水位）が、ベント後の下限水位から上限水位の範囲内  にあることを監視することで、要求される放射性物質除去性能が維持できることを確認することで把握できる。

ベント後における下限水位については、ベンチュリノズルが水没していることを確認するため、上限水位については、金属フィルタの性能に影響がないことを確認するためにそれぞれ設定する。

(c) 放出されるベントガスの放射性物質濃度の確認

**フィルタ装置出口**放射線モニタにて、フィルタ装置出口を通過するガスに含まれる放射性物質からの $\gamma$ 線強度を計測することで、フィルタ装置出口配管より放出される放射性物質濃度を評価することが可能



である。

c. 事故収束時の状態

事故収束時の状態が、以下のとおり把握可能である。

(a) 格納容器フィルタベント系の水素濃度の確認

フィルタ装置入口水素濃度計にて系統内に水素が滞留し、可燃限界に至っていないことを確認することで把握できる。

(b) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認

フィルタ装置水位計にて、水位（スクラビング水の水位）が、ベント後の下限水位から上限水位の範囲内  にあることを監視することで、要求される放射性物質の保持機能が維持できることを確認することで把握できる。

(c) 放出されるベントガスの放射性物質濃度の確認

フィルタ装置出口放射線モニタにて、 $\gamma$ 線強度を計測することで、フィルタ装置に保持した放射性物質が再浮遊していないことを確認する。

d. フィルタ装置の水位調整時の確認

格納容器圧力逃がし装置の待機時、運転時、事故収束時に、フィルタ装置の水位調整を以下のとおり把握可能である。

(a) フィルタ装置の水位調整の確認

フィルタ装置水位計にて、フィルタ装置の排出又は水張りを実施する際に、フィルタ装置の水位を把握できる。

(b) フィルタ装置スクラビング水の水質管理

フィルタ装置水位計にて、フィルタ装置の排出又は水張りを実施する際に、フィルタ装置の水位を把握できるとともに、必要な追加薬液量の把握ができる。



また、フィルタ装置へ薬液を補給する際に、スクラビング水の pH を把握できる設計とする。

e. 想定される機能障害の把握

格納容器圧力逃がし装置の運転時に、想定される機能障害を以下のとおり把握可能である。

(a) フィルタ装置の閉塞

- ・フィルタ装置圧力計にて、ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が、低下傾向を示さないことを確認することで、フィルタ装置が閉塞していることを把握できる。
- ・フィルタ装置スクラビング水温度計にて、ベント開始により待機状態から温度が上昇することを監視することで、格納容器のガスがフィルタ装置に導かれていることを確認することにより把握できる。
- ・フィルタ装置出口放射線モニタが初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。

(b) 金属フィルタの閉塞

- ・フィルタ装置出口放射線モニタにて、ベント実施により待機状態から上昇した放射線量率が、低下傾向を示さないこと、及びフィルタ装置圧力計が上昇傾向を示すことを確認することで、金属フィルタの閉塞を把握できる。

(c) フィルタ装置入口配管の破断

- ・フィルタ装置圧力計にて、ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が低下傾向を示すが、フィルタ装置出口放射線量率が初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。

(d) フィルタ装置スクラビンス水の漏えい



- ・フィルタ装置水位計にて，タンクからのスクラビング水漏えいによるフィルタ装置の水位低下を確認することで把握できる。
- ・格納槽漏えい検知器により，格納槽に漏えいしたスクラビング水を検知することで把握できる。

(2) 計測範囲について

格納容器圧力逃がし装置の待機時，運転時，事故収束時の各状態で確認すべき項目について，管理すべき値を網羅した計測範囲であることを第 2 表に示す。



第 1 表 格納容器圧力逃がし装置 計装設備の網羅性について

フィルタ装置の状態	確認すべき項目	計装設備	多重性又は多様性
a. 系統待機時	(a) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認	①フィルタ装置水位	①は多重性有り
	(b) 系統不活性状態の確認	①フィルタ装置排気ライン圧力 ②フィルタ装置圧力	①②で多様性有り
b. 系統運転時	(a) 格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることの確認	①フィルタ装置圧力 ②フィルタ装置スクラビング水温度 ③フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性有り ③は多重性あり
	(b) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認	①フィルタ装置水位	①は多重性有り
	(c) 放出されるベントガスの放射性物質濃度の確認	①フィルタ装置出口放射線モニタ	①は多重性有り
c. 事故収束時	(a) 格納容器フィルタベント系の水素濃度の確認	①フィルタ装置入口水素濃度	①は多重性有り
	(b) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認	①フィルタ装置水位	①は多重性有り
	(c) 放出されるベントガスの放射性物質濃度の確認	①フィルタ装置出口放射線モニタ	①は多重性有り
d. フィルタ装置の水位調整時	(a) フィルタ装置の水位調整の確認	①フィルタ装置水位	①は多重性有り
	(b) フィルタ装置スクラビング水の水質管理	①フィルタ装置水位 ②フィルタ装置スクラビング pH	①②で多様性有り ①は多重性有り
e. 想定される機能障害	(a) フィルタ装置の閉塞	①フィルタ装置圧力 ②フィルタ装置スクラビング水温度 ③フィルタ装置出口放射線モニタ	①②③で多様性有り ③は多重性あり
	(b) 金属フィルタの閉塞	①フィルタ装置圧力 ②フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性有り ③は多重性あり
	(c) フィルタ装置入口配管の破断	①フィルタ装置圧力 ②フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性有り ③は多重性あり
	(d) フィルタ装置スクラピンス水の漏えい	①フィルタ装置水位 ②格納槽漏えい検知器	①②で多様性有り ①は多重性有り



第 2 表 格納容器圧力逃がし装置 計装設備の計測範囲の網羅性について

監視パラメータ※1	計測範囲	計測範囲の根拠
①フィルタ装置水位	180～5,500mm	
②フィルタ装置圧力	0～1MPa [gage]	ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高圧力（0.62MPa [gage]）が監視可能。また、待機時に、窒素置換 <input type="text"/> が維持されていることを計測可能な範囲とする。
③フィルタ装置スクラビング水温度	0～300℃	系統の最高使用温度（200℃）を計測可能な範囲とする。
④フィルタ装置排気ライン圧力	0～100kPa [gage]	窒素置換 <input type="text"/> が維持されていることを計測可能な範囲とする。
⑤フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	ベント実施時（炉心損傷している場合）に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率（約 $5 \times 10^1 \text{ Sv/h}$ ）を計測可能な範囲とする。
	$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	ベント実施時（炉心損傷していない場合）に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率（約 $7 \times 10^0 \text{ mSv/h}$ ）を計測可能な範囲とする。
⑥フィルタ装置入口水素濃度	0～100vol%	ベント停止後の窒素によるパージを実施し、フィルタ装置の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度（4vol%）以下であることを計測可能な範囲とする。
⑦フィルタ装置スクラビング水 pH	pH0～14	フィルタ装置スクラビング水の pH（pH0～14）を計測可能な範囲とする。

※1 監視パラメータの数字は第 2.4.1-2 図の○数字に対応する。

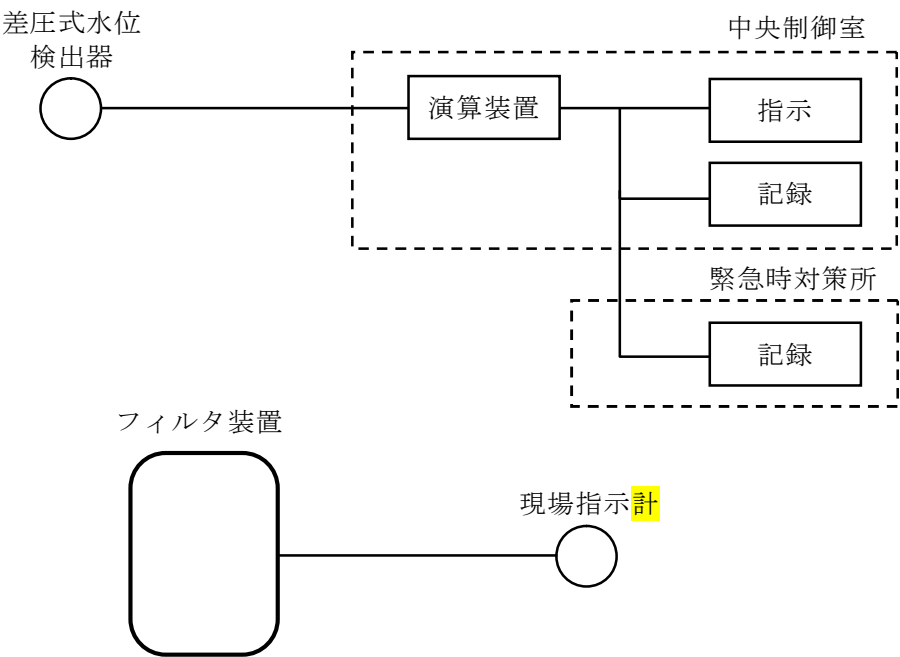


格納容器フィルタベント系の計装設備の概略構成図

格納容器圧力逃がし装置の計装設備について記載する。

(1) フィルタ装置水位

フィルタ装置水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置水位の検出信号は、差圧式水位検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置水位を中央制御室及び緊急時対策所に指示し、記録する。また、機械式差圧計（自主対策設備）を用いて現場（格納槽内）にて監視可能な設計としている。（第 1 図「フィルタ装置水位の概略構成図」参照。）

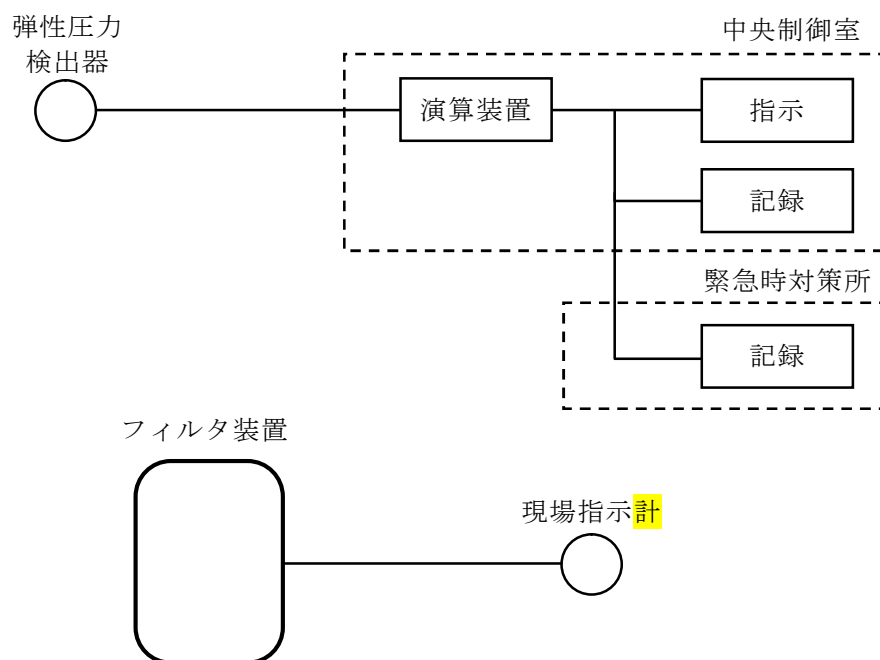


第 1 図 フィルタ装置水位の概略構成図



## (2) フィルタ装置圧力

フィルタ装置圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置圧力の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置圧力を中央制御室及び緊急時対策所に指示し、記録する。また、機械式圧力計（自主対策設備）を用いて現場（格納槽内）にて監視可能な設計としている。（第2図「フィルタ装置圧力の概略構成図」参照。）

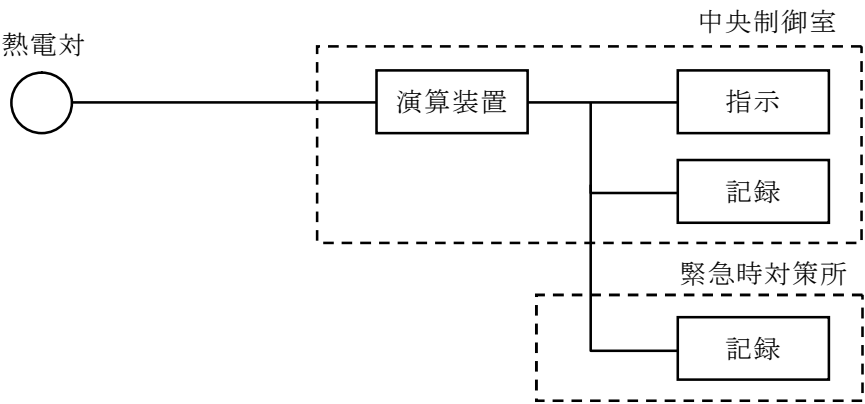


第2図 フィルタ装置圧力の概略構成図



(3) フィルタ装置スクラビング水温度

フィルタ装置スクラビング水温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置スクラビング水温度の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、フィルタ装置スクラビング水温度を中央制御室及び緊急時対策所に指示し、記録する。（第 3 図「フィルタ装置スクラビング水温度の概略構成図」参照。）

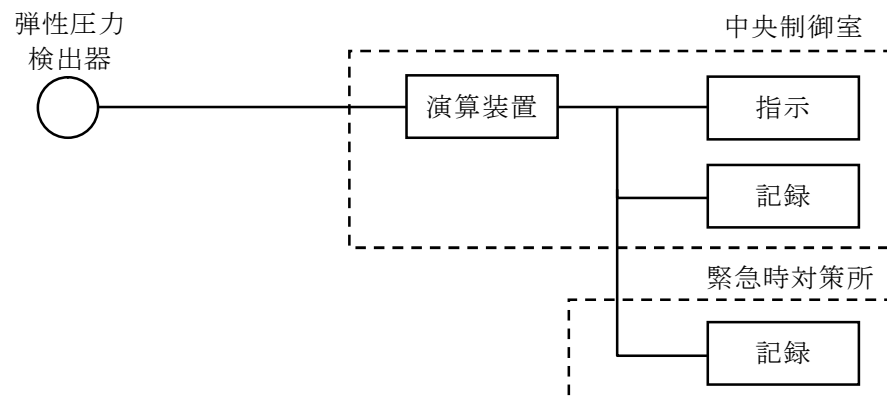


第 3 図 フィルタ装置スクラビング水温度の概略構成図



## (4) フィルタ装置排気ライン圧力

フィルタ装置排気ライン圧力（自主対策設備）の検出信号は，弾性圧力検出器にて圧力を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置排気ライン圧力を中央制御室及び緊急時対策所に指示し，記録する。（第 4 図「フィルタ装置排気ライン圧力の概略構成図」参照。）

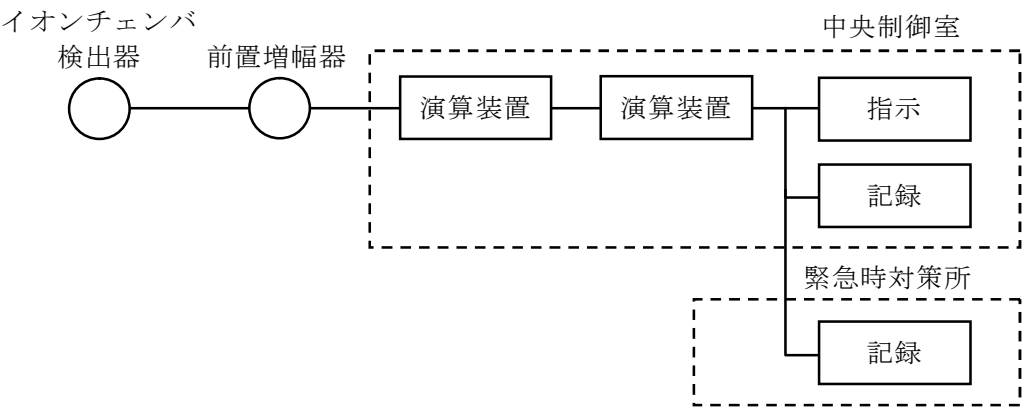


第 4 図 フィルタ装置排気ライン圧力の概略構成図



(5) フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の検出信号は、イオンチェンバ検出器にて線量当量率を電気信号へ変換した後、前置増幅器で電気信号を増幅し、演算装置にて線量当量率信号に変更する処理を行った後、線量当量率を中央制御室及び緊急時対策所に指示し、記録する。（第 5 図「フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図」参照。）

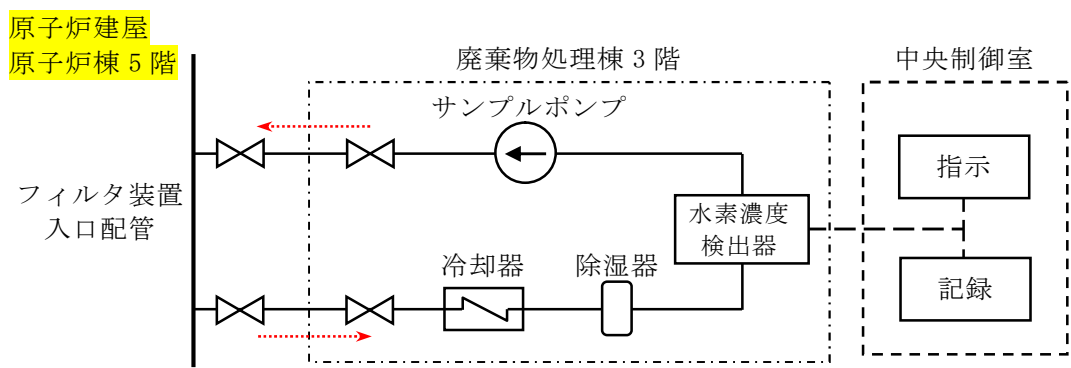


第 5 図 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）  
の概略構成図

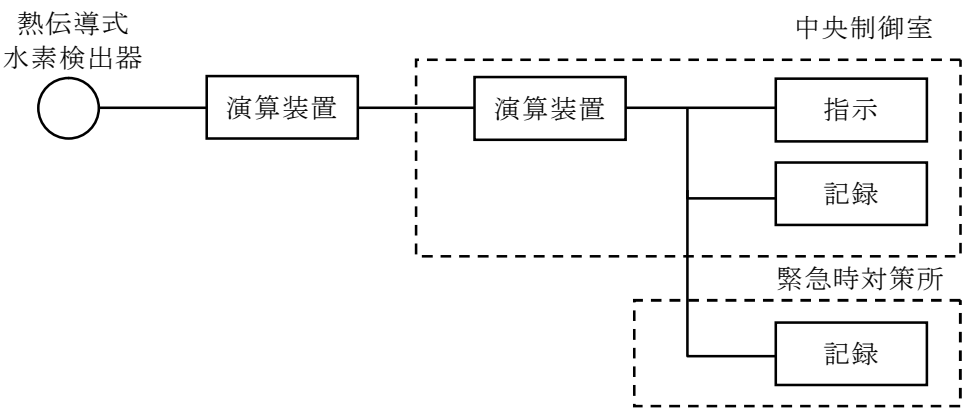


(6) フィルタ装置入口水素濃度

フィルタ装置入口水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置入口水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置水素濃度を中央制御室及び緊急時対策所に指示し、記録する。(第 6 図「フィルタ装置入口水素濃度 システム概要図」及び第 7 図「フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図」参照。)



第 6 図 フィルタ装置入口水素濃度 システム概要図

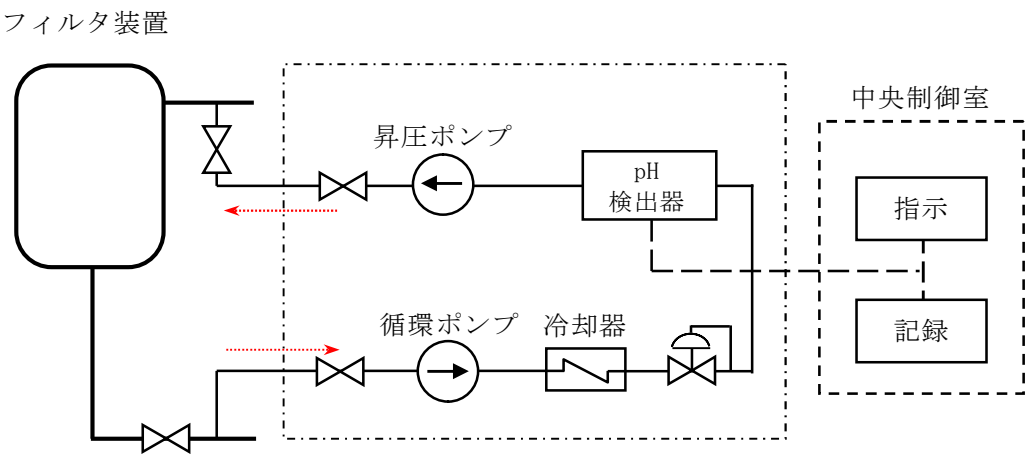


第 7 図 フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図

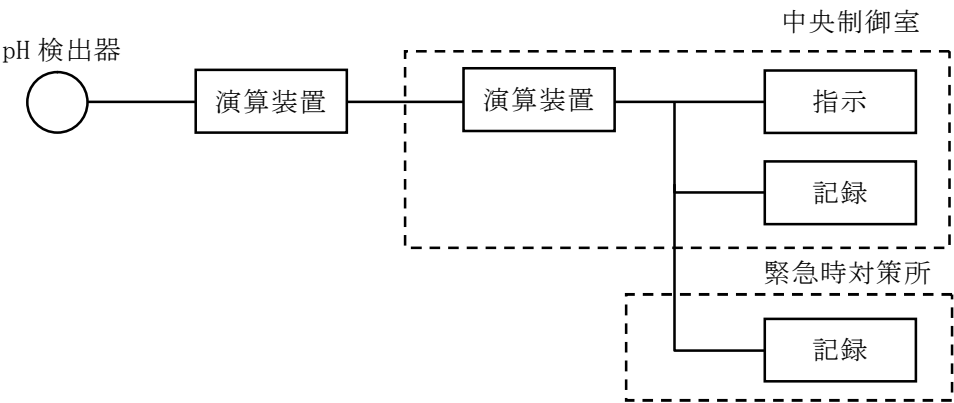


(7) フィルタ装置スクラビング水 pH

フィルタ装置スクラビング水 pH (自主対策設備) の検出信号は、pH 検出器にて pH を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置スクラビング水 pH を中央制御室及び緊急時対策所に指示し、記録する。(第 8 図「フィルタ装置スクラビング水 pH システム概要図」及び第 9 図「フィルタ装置スクラビング水 pH の概略構成図」参照。)



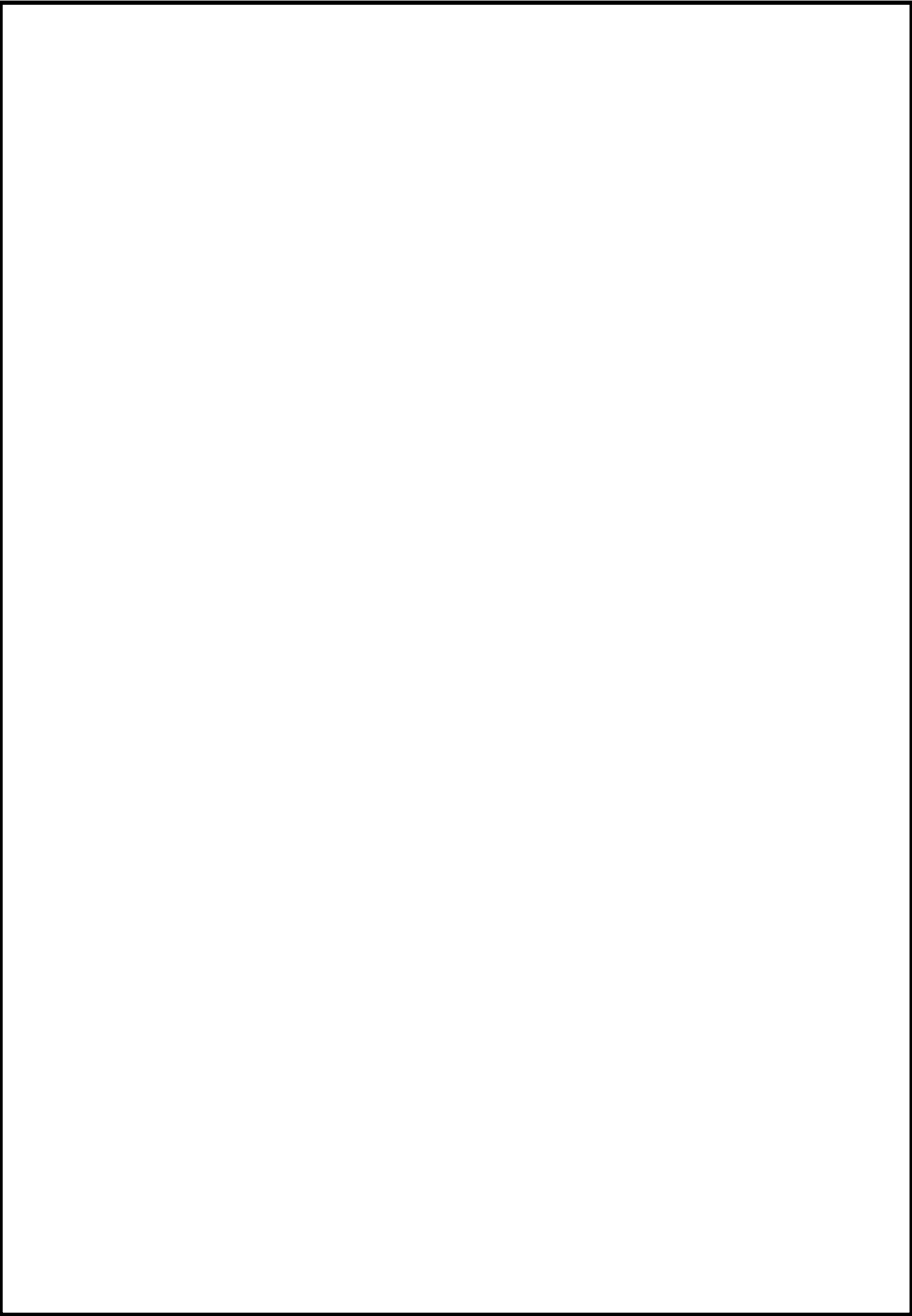
第 8 図 フィルタ装置スクラビング水 pH システム概要図



第 9 図 フィルタ装置スクラビング水 pH の概略構成図

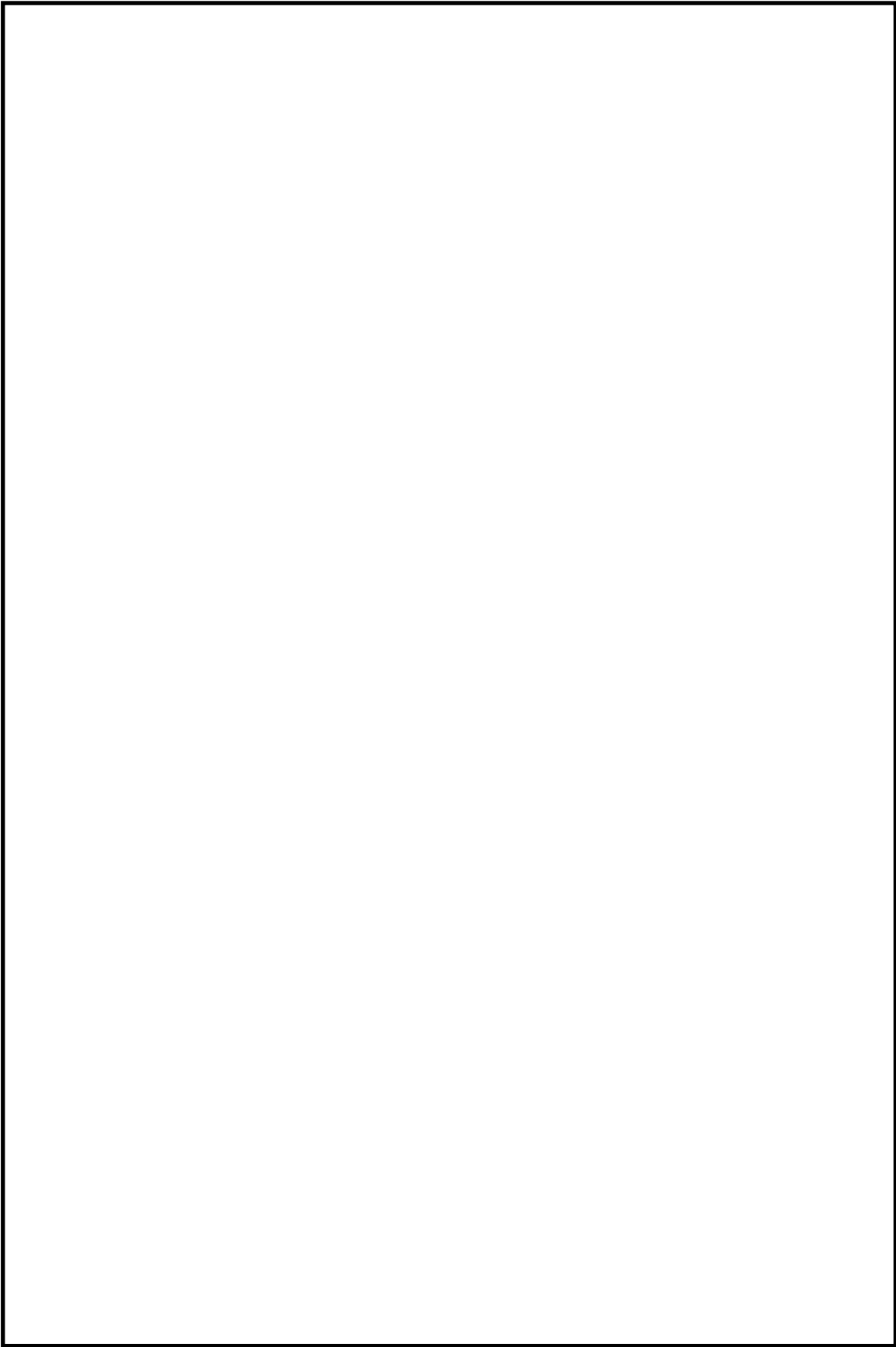


参考 格納容器圧力逃がし装置 計装設備の機器配置図



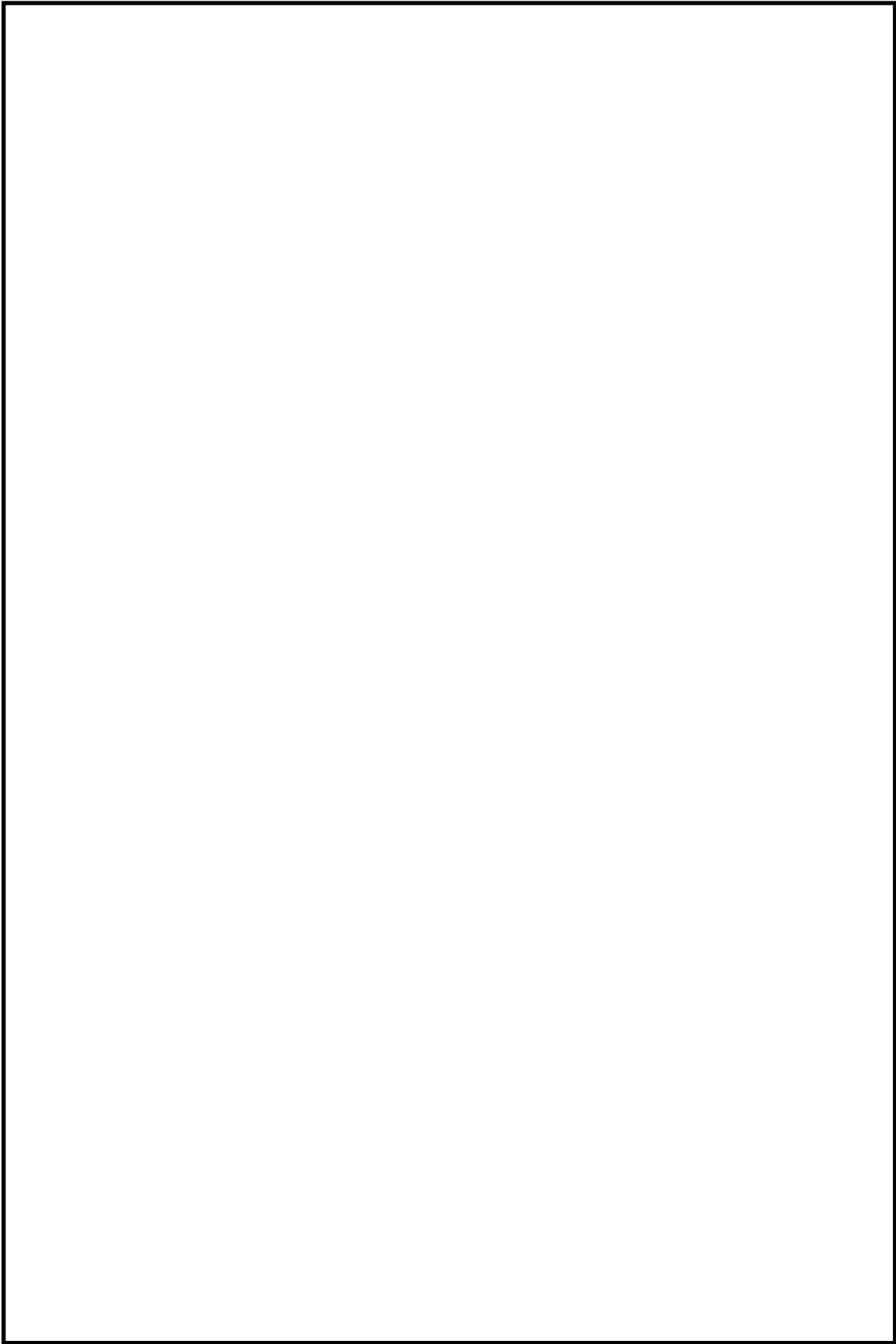
第 10 図 機器配置図（廃棄物処理棟 1 階）





第 11 図 機器配置図（廃棄物処理棟 3 階）



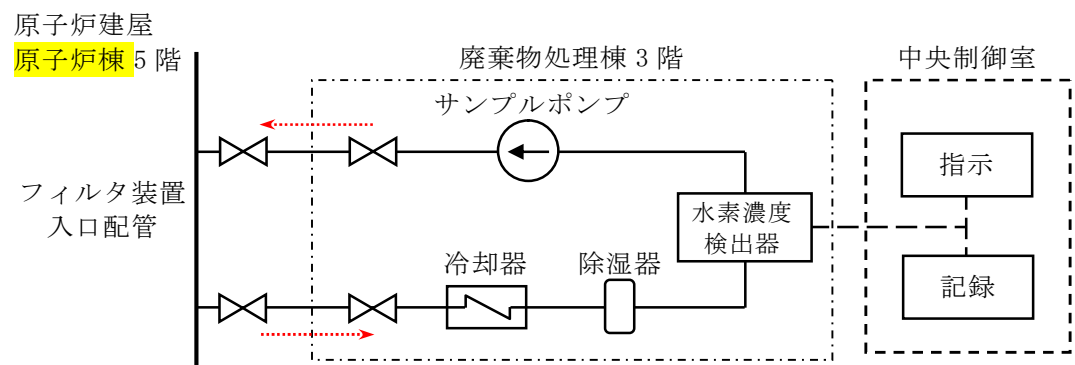


第 12 図 機器配置図（その他の建屋，屋外）



フィルタ装置水素濃度計の計測時間遅れについて

フィルタ装置水素濃度は、格納容器圧力逃がし装置の使用後に配管内に水素が残留していないことにより不活性状態が維持されていることを把握するため、フィルタ装置入口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み、除湿器で水分が除去されて、水素濃度検出器にて測定されるようにしている。水素計測後のサンプルガスは格納容器圧力逃がし装置の配管に戻す構成としている。水素濃度検出器により計測した電気信号は演算装置で水素濃度信号に変換し、中央制御室に記録する。



第 1 図 フィルタ装置入口水素濃度 システム概要図

なお、フィルタ装置入口配管内のガスのサンプリング点は、フィルタ装置入口配管の頂部の原子炉建屋5階であり、そこから水素濃度検出器までの時間遅れは以下のとおりである。

- ・サンプリング配管長（サンプリング点～水素濃度検出器）：約99m
- ・サンプリング配管の断面積：359.7mm<sup>2</sup> (3.597×10<sup>-4</sup>m<sup>2</sup>)
- ・サンプルポンプの定格流量：約1L/min(約1×10<sup>-3</sup>m<sup>3</sup>/min)
- ・サンプルガス流速（流量÷配管断面積）：約2.8m/min

なお、ガスは標準状態（0℃，101.325kPa[abs]）として算出。

第1表 フィルタ装置水素濃度の時間遅れ

時間遅れ	約36分
------	------

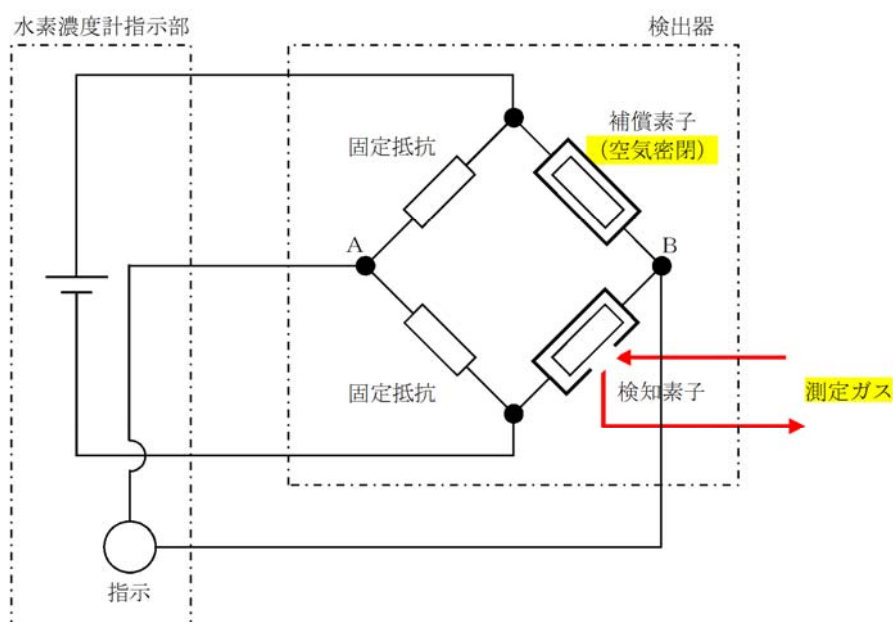


## ＜参考＞

## a. 水素濃度計の測定原理

水素濃度検出器は、熱伝導度式を用いる計画であり、第2図に示すとおり、検知素子と補償素子（サーミスタ）、及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に、サンプリングされたガスが流れるようになっており、補償素子には基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度指示計部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを約120℃に加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱をうばい、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、第2図のA B間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。



第2図 水素濃度計検出回路の概要図

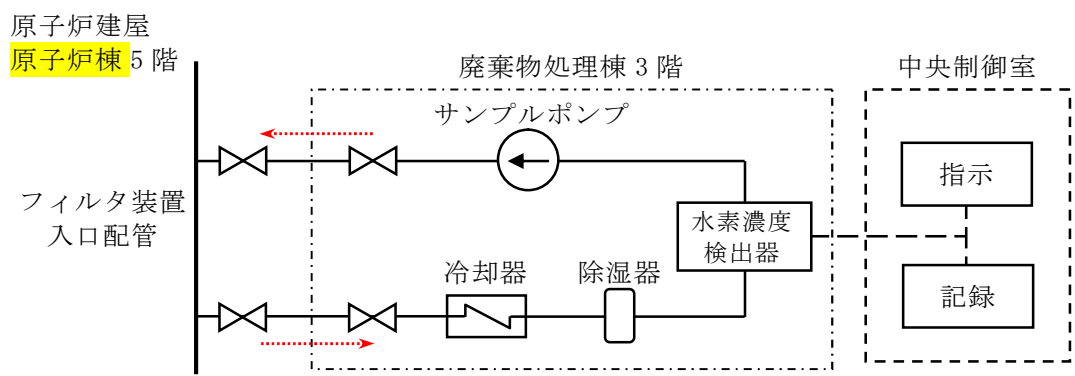


b. 水素濃度の測定

水素濃度検出器は「a.」で示したとおり標準空気に対する測定ガスの熱伝導の差を検出する方式のものであり、酸素、窒素などの空気中のガスに対し、水素ガスの熱伝導率の差が大きいことを利用しているものである。水素の熱伝導率は、約 $0.18\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$  at  $27^{\circ}\text{C}$ である一方、酸素、窒素は、約 $0.02\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$  at  $27^{\circ}\text{C}$ と水素より1桁小さく、これらのガス成分の変動があっても水素濃度計測に対する大きな誤差にはならない。

c. 水素濃度測定のシステム構成

フィルタ装置入口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み、除湿器で水分が除去されて、ほぼドライ状態で水素濃度検出器にて測定されるようにしている。

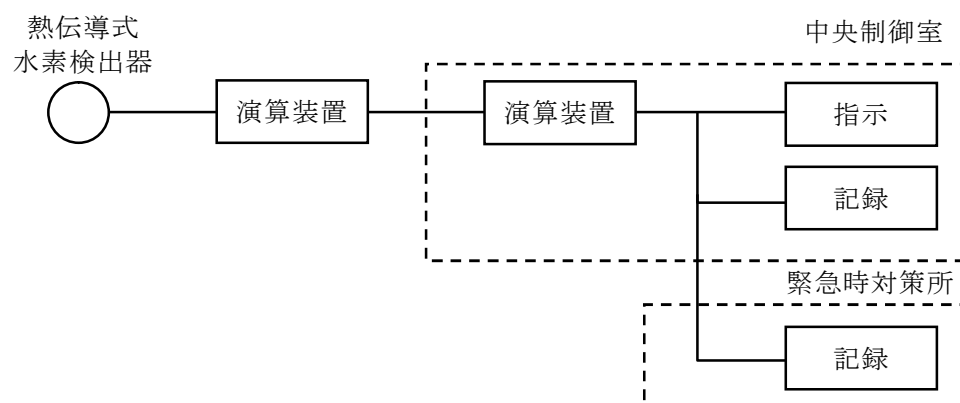


第 3 図 フィルタ装置入口水素濃度 システム概要図

d. 水素濃度計の仕様

種 類	熱伝導式水素濃度検出器
計測範囲	0～100vol%
個 数	2
設置場所	廃棄物処理棟 3 階(二次格納施設外)





第 4 図 フィルタ装置水素濃度の概略構成図

水素濃度計の計測範囲0～100vol%において、計器仕様は最大±2.5%の誤差を、計測範囲0～20vol%に切り替えた場合は±0.5%の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、フィルタ装置使用後の配管内の水素濃度の推移、傾向（トレンド）を監視していくことができる。



配管内面に付着した放射性物質による発熱の影響について

ベントフィルタ上流の配管内面には放射性物質（エアロゾル）が付着することが想定されることから、その放射性物質の崩壊熱による温度上昇が配管の構造健全性に与える影響について検討した。

検討対象とする状態は、ベントガスの流れによる配管の冷却が期待できるケースとベントガスの流れのないケースを想定した。

**【ケース1】**

ベント中を想定し、配管内に高温の蒸気が流れ、なおかつ配管内面に付着した放射性物質からの発熱が加わった状態。

**【ケース2】**

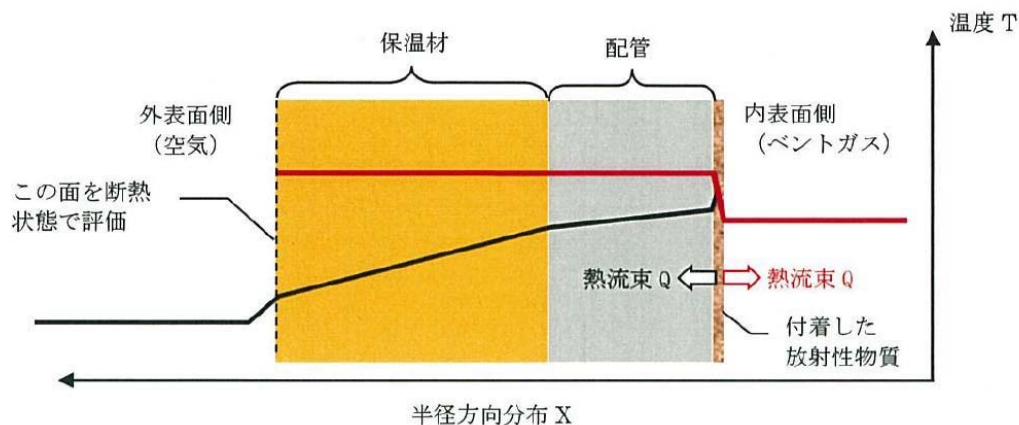
ベント停止後を想定し、配管内面に放射性物質が付着した後で配管内ベントガス流れがないため、放射性物質からの発生熱がこもる状態。

まず、【ケース1】として、第1図に示すような配管の半径方向の温度分布を考慮して評価を行った。配管内には高温のベントガス流れが存在し、配管内面には放射性物質が付着して崩壊熱による発熱を行っている。この場合、放射性物質の崩壊熱による熱量は配管内面・外面双方に放熱され、配管板厚方向に熱勾配ができるが、本評価では保守的に配管外面は断熱されているものとした。

【ケース1】の温度評価条件を第1表に示す。

なお、ベントガス温度については、第2図に示すとおりベント開始後、格納容器圧力及び雰囲気温度が低下し、その後熔融炉心からの放熱によって格納容器雰囲気温度が170℃以下となる。





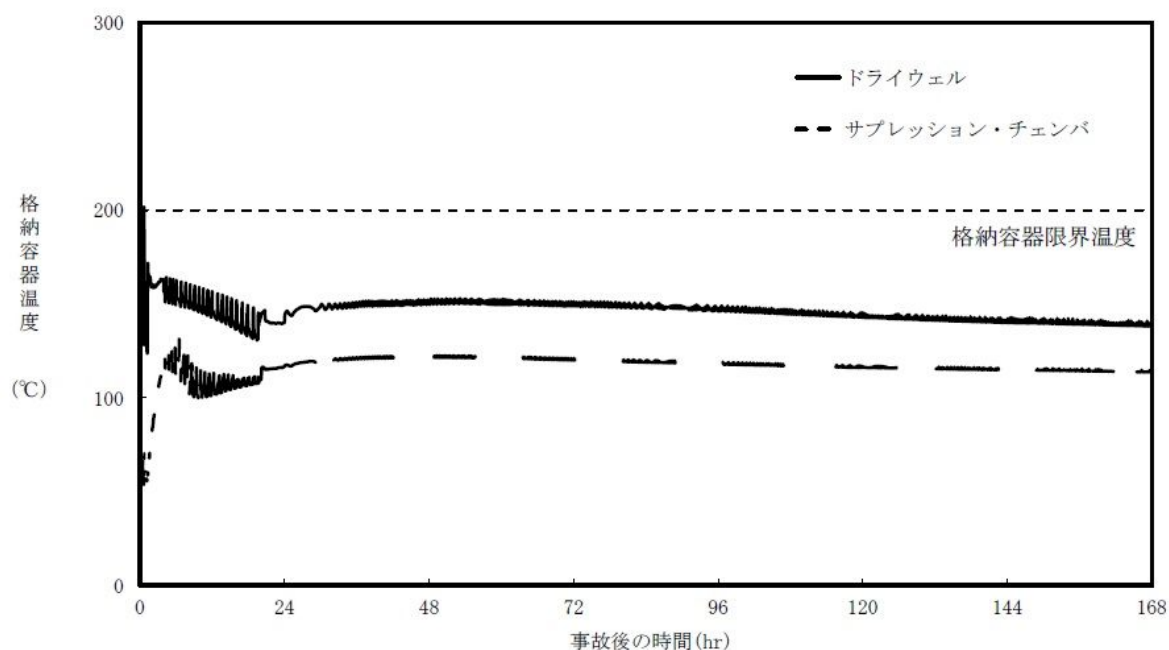
※：実際の伝熱状態は——で示すような分布になると想定されるが、保守的な評価となるよう配管外面を断熱し、全ての熱流束がベントガス側に移行すると評価した。

第1図 配管内表面の温度評価（ケース1のイメージ）

第1表 配管内表面の温度上昇評価条件【ケース1】

項目	条件
評価シナリオ	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）」
PCVより流入する崩壊熱量	19.8kW
配管内発熱割合 （FP付着割合）	10%/100m
配管外径，板厚	450A，14.3mm
配管熱流束	14.7W/m <sup>2</sup>
質量流量	2.1kg/s  （ベント後期（ベント1ヶ月後の蒸気流量））
ベントガス温度	170℃





第2図 「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）」における格納容器温度の推移

格納容器より流入する崩壊熱量は、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）シナリオにおける19.8kWとし、配管内面に付着する放射性物質割合としては、10%/100mを用いる。評価に当たっては保守的な条件として、付着割合の全量の放射性物質が付着した条件で発熱しているものとする。また、ベントガス流量については流速が低くなることで熱伝達率が低くなり、保守的な評価となることから、ベント後の1ヶ月の蒸気流量である2.1kg/sを用いた。

配管内表面に付着する放射性物質の崩壊熱による配管内表面の上昇温度は、以下の式で算出した温度上昇量で評価する。

$$\Delta T = q / h \quad \cdots \text{式(1)}$$

$\Delta T$  : 放射性物質の崩壊熱による配管内表面の温度上昇 (°C)

$q$  : 配管熱流束 ( $\text{W}/\text{m}^2$ )



$h$  : 配管内表面の熱伝達率 ( $\text{W}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})$ )

$$h = \text{Nu} \times k \times d \quad \dots \text{式(1)}$$

$\text{Nu}$  : ヌッセルト数

$k$  : 水蒸気の熱伝達率 (約  $0.034$  ( $\text{W}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})$ ))

$d$  : 水力等価直径 (m)

ここで、 $\text{Nu}$ を算出するに当たり円管内乱流の熱伝達率を表現するものとしてKaysの式を引用した (式(3))。

$$\text{Nu} = 0.022 \text{Re}^{0.8} \times \text{Pr}^{0.5} \quad \dots \text{式(3)}$$

$\text{Re}$  : レイノルズ数

$\text{Pr}$  : プラントル数 (1.130 ; 保守的に170℃の飽和蒸気の値を設定)

$$\text{Re} = v \times d \times \nu$$

$v$  : 流速 (約  $13.0$  (m/s) : 質量流量から換算

$\nu$  : 水蒸気の動粘性係数 (約  $3.6 \times 10^{-6}$  ( $\text{m}^2/\text{s}$ ))

これにより、配管内面の温度上昇は $0.09^\circ\text{C}$ 程度であると評価できる。ベントガスの温度は $170^\circ\text{C}$ 程度であることから、上記の温度上昇分を考慮しても、配管内表面温度は配管設計における最高使用温度 $200^\circ\text{C}$ を下回っているため、配管の構造健全性に影響を与えることはない。

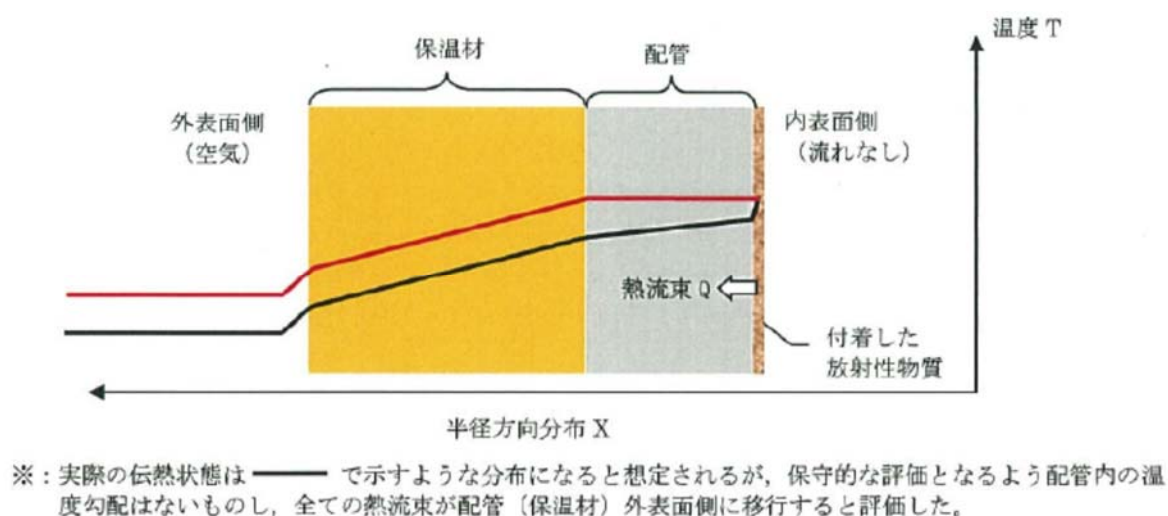
次に、【ケース2】として、第3図に示すような配管の半径方向の温度分布を考慮して評価を行った。配管内はベントガス流れがないものとし、配管内



面には放射性物質が付着して崩壊熱による発熱を行っている。ここで、評価対象の配管板厚は14.3mmであり、炭素鋼の熱伝導率が $50\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ 程度であることから、板厚方向の温度勾配は微小であると考えることができる。そのため、配管内表面の温度はほぼ配管外表面温度と同等であると考え、また、保温材の熱通過率を考慮する。配管内部の熱量による温度を評価する方法として JIS A 9501 “保温保冷工事施工標準” の表面温度及び表面熱伝達率の算出方法を用いて、配管外表面温度を評価する。

【ケース2】の温度評価条件を第2表に示す。

なお、評価条件については、【ケース1】と同様に「雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（D/Wベント）」を想定する。



第3図 配管内表面の温度評価（ケース2のイメージ）



第2表 配管内表面の温度上昇評価条件【ケース2】

項目	条件
評価シナリオ	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）」
PCVより流入する崩壊熱量	19.8kW
配管内発熱割合 (FP付着割合)	10%/100m
配管外径，板厚	450A，14.3mm
配管熱流束	14.7W/m <sup>2</sup>
配管外表面放射率	0.22（アルミニウム板の放射率*1）
環境温度	100℃

\*1：JISハンドブック 6-1 配管 I

評価式の概要は以下のとおりとなる。

$$T_h = (qL / \lambda) + T_l \quad \cdots \text{式(5)}$$

$T_h$  : 配管外表面温度 (℃)

$T_l$  : 保温材表面温度 (℃)

$q$  : 配管熱流束 (W/m<sup>2</sup>)

$L$  : 保温材厚さ (0.03m)

$\lambda$  : 保温材熱伝導率 (2.103×10<sup>-2</sup>W/(m<sup>2</sup>・K))

$$T_l = (q / h_{se}) + T_{atm} \quad \cdots \text{式(6)}$$



この式(6)における、 $q$ と $h_{se}$ は以下の式で表される。

$$q = Q / S \quad \dots \text{式(7)}$$

$$h_{se} = h_r + h_{cv} \quad \dots \text{式(8)}$$

上記の式(6)における、 $q$ と $h_{se}$ は以下の式で表される。

$Q$  : 単位長さ当たりの配管内面での発熱量 (W/m)

$S$  : 単位長さ当たりの配管外面表面積 ( $m^2$ )

$h_r$  : 放射による配管外表面熱伝達率 (W/ ( $m^2 \cdot K$ ))

$h_{cv}$  : 対流による配管外表面熱伝達率 (W/ ( $m^2 \cdot K$ ))

上記の $h_r$ は以下の式で表される。

$$h_r = \varepsilon \times \sigma \times \left( \frac{(T+273.15)^4 - (T_{atm}+273.15)^4}{T - T_{atm}} \right) \quad \dots \text{式(9)}$$

$\varepsilon$  : 配管外表面放射率 (0.22)

$\sigma$  : ステファン・ボルツマン定数 ( $5.67 \times 10^{-8}$  (W/ ( $m^2 \cdot K^4$ )))

$h_{cv}$ については、JIS A 9501 “保温保冷工事施工標準” 附属書E (参考) 表面温度及び表面熱伝達率の算出方法における、垂直平面及び管 (Nusseltの式) 及び水平管 (Wamsler, Hinleinの式) をもとに対流熱伝達率を算出した。垂直管 (式(10), (11)) と水平管 (式(12)) とで得られる $h_{cv}$ を比較し、小さい方の値を用いることで保守的な評価を得るようにしている。

$$h_{cv} (\text{垂直管}) = 2.56 \times (T - T_{atm})^{0.25} \quad ((T - T_{atm}) \geq 10K) \dots \text{式(10)}$$

$$h_{cv} (\text{垂直管}) = 3.61 + 0.094 \times (T - T_{atm}) \quad ((T - T_{atm}) < 10K) \dots \text{式(11)}$$



$$h_{cv}(\text{水平管}) = 1.19 \times \left( \frac{T - T_{\text{atm}}}{D_o} \right)^{0.25} \quad \dots \text{式(12)}$$

$D_o$  : 配管外径 (m)

これらにより評価した結果、配管外表面温度は約124.2℃となる。

以上の結果から、配管内表面温度は配管設計における最高使用温度である200℃を下回っているため、配管内表面に付着した放射性物質の崩壊熱は、ベント後における配管の構造健全性に影響を与えることはない。

なお、これらの式を含めた評価については、JIS A 9501において、適用範囲が -180℃～1000℃となっており、適用に対して問題にないことを確認している。また、管外径などの寸法にかかる制約条件は規定されていない。

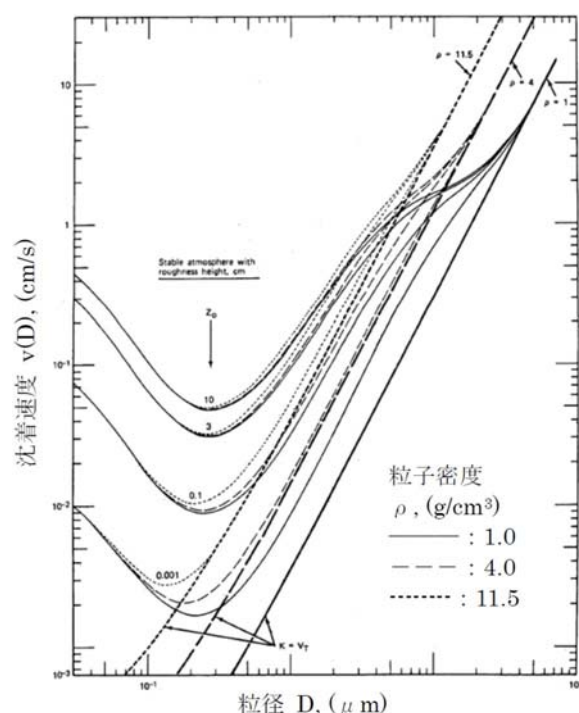


(参考) 配管内面への放射性物質付着量の考え方について

配管内面への放射性物質（エアロゾル）の付着量を設定するに当たっては、NUREG/CR-4551 を参照し、付着量を設定する主要なパラメータとして沈着速度に着目して、配管内面への沈着割合を検討した。

NUREG/CR-4551 “Evaluation of Severe Accident Risks: Qualification of Major Input Parameters MACCS INPUT” ※は、環境拡散評価(MELCOR Accident Consequence Code System: MACCS 計算)についての文献となっており、その評価には、エアロゾル粒子径、エアロゾル粒子密度、対象物の表面粗さで沈着速度を整理したSehmelのモデルが用いられている。

このSehmelの沈着速度モデルに基づき、配管内面の表面粗さ $0.001\text{cm}(10\mu\text{m})$ と粒子密度 $4\text{g}/\text{cm}^3$ を想定した、格納容器より放出される粒子径ごとの沈着速度（第1図参照）を用いて配管内面への沈着割合（エアロゾルの沈着速度と配管内のベントガス通過時間から算出された、流れているベントガス中のエアロゾルが壁面に到達する割合）を以下のとおり評価した。

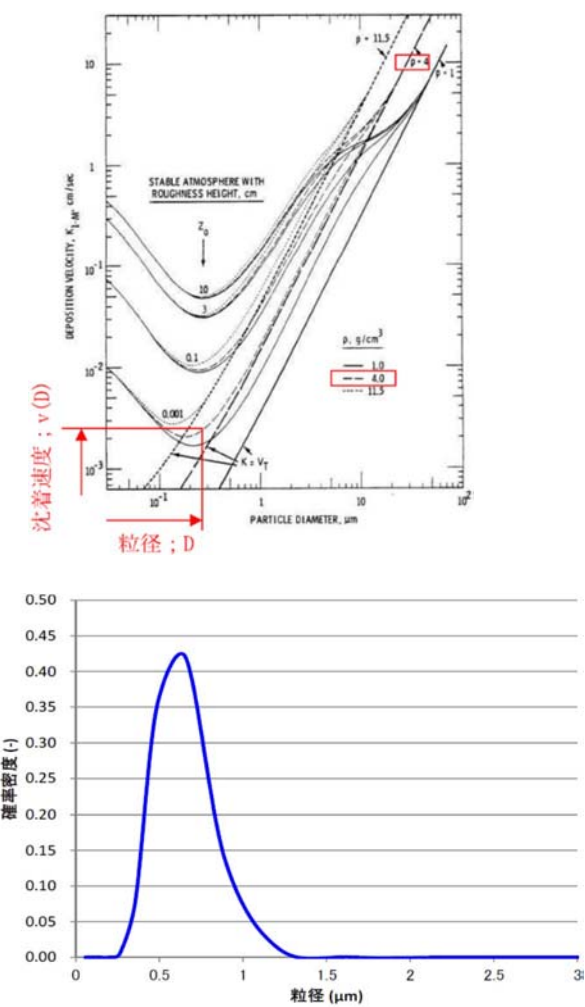


第1図 エアロゾル粒子径と沈着速度の関係

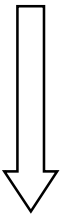


評価条件は、東海第二を対象として配管長さ100m、配管内径600mm、2Pd及び最小流量で排気される蒸気流量を適用する。また、考慮する粒子径分布は「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（D／Wベント）」に基づくものとした。

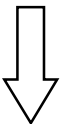
これらの条件から、100mの配管をベントガスが通過する時間を算出し、その時間に粒径ごとの沈着速度を乗じて、ベントガス通過時間中に配管内面方向にどれだけのエアロゾルが移動するかを評価する。この移動した粒子の総和について、ベントガス通過中のエアロゾル総量に対する割合を算出することで沈着割合を評価する。評価の考え方を第2図に、評価結果を第1表に示す。



第1図に基づき、各粒径ごとの沈着速度を設定する。



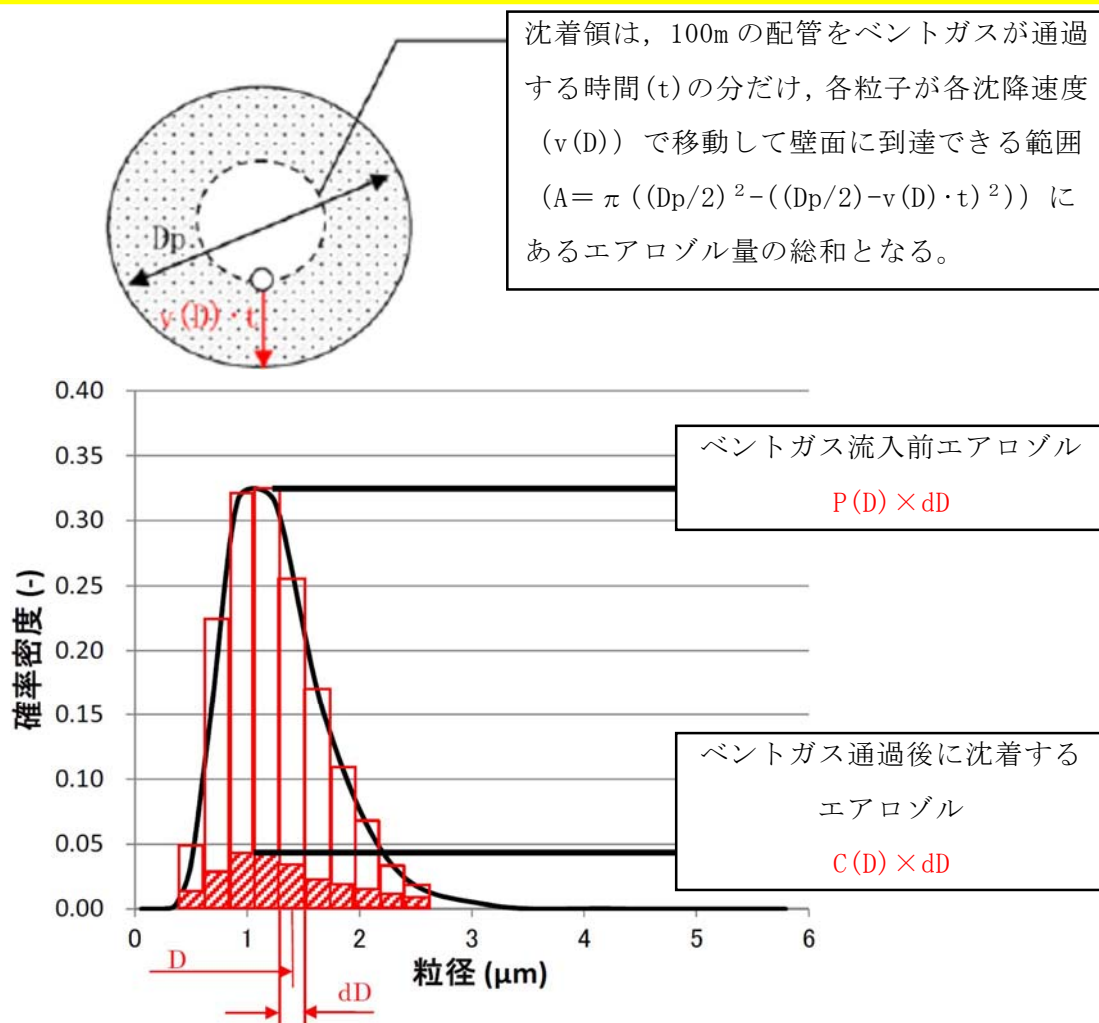
MAAP 解析に基づくエアロゾル粒径分布から確率密度  $P(D)$  を算出する。



(次ページに続く)

第2図 沈着割合評価の考え方 (1/2)





第2図 沈着割合評価の考え方 (2/2)

上記の関係から、沈着割合Rは以下の式で表される。

$$R = \left( \frac{\sum \text{Red Box}}{\sum \text{Black Box}} \right) \times 100 = \left( \frac{\sum (C(D) \times dD)}{\sum (P(D) \times dD)} \right) \times 100 = \left( \frac{\sum (C(D))}{\sum (P(D))} \right) \times 100$$

ここで、 $C(D)$ は以下の式で表される。

$$C(D) = P(D) \times \left( \frac{\pi \left( \frac{D_p}{2} \right)^2 - \pi \left( \frac{D_p}{2} - v(D) \cdot t \right)^2}{\pi \left( \frac{D_p}{2} \right)^2} \right)$$

$$= P(D) \times \left( \frac{\left( \frac{D_p}{2} \right)^2 - \left( \frac{D_p}{2} - v(D) \cdot t \right)^2}{\left( \frac{D_p}{2} \right)^2} \right)$$



第1表 排気される蒸気流量に対する沈着割合評価結果

項目	パラメータ	単位	格納容器圧力	
			620kPa[gage]※1	69kPa[gage]※2
配管条件	長さ	m	100	
	内径	m	0.6	
沈着条件	沈着速度の分布	cm/s	$2 \times 10^{-3} \sim 5 \times 10^{-1}$	
排気条件	蒸気流量	kg/s	23.7	3.8
	蒸気流速	m/s	23	14
沈着割合		%	1.0	1.6

※1：最高使用圧力（2Pd）

※2：事象発生7日後の最小流量となる圧力

第1表より，最小流量であっても約1.6%の沈着割合となることが評価された。  
 以上を踏まえ，エルボ部などといった部位での沈着量がばらつくことを考慮し，  
 100m当たり10%を配管への沈着割合として放射性物質の付着量を設定する。

\* ” Evaluation of Severe Accident Risks: Qualification of Major Input  
 Parameters MACCS INPUT” , NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Pt.7, 1990



## 地震による損傷の防止に関する耐震設計方針の説明

### 1. 配管設計における荷重の組合せと応力評価について

格納容器フィルタベント系は、ベント使用中は機器が損傷を受けることなく健全であることが求められる。したがって、設計上の最高使用温度・圧力(200℃, 2Pd)における荷重条件を「供用状態A」及び「供用状態B」として、クラス2機器として各部にかかる応力が許容応力以内であることを確認する。

一方で、当該設備は設置許可基準の三十九条における常設耐震重要重大事故防止設備兼常設重大事故緩和設備に該当し、基準地震動  $S_s$  による地震力に対して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が損なわれるおそれがないものであることが求められる。したがって、地震荷重に対する荷重の組合せを「供用状態D」とし、各部にかかる応力が設計引張応力以内であり、なおかつ疲労破壊を起こさないことを確認する。

第1表 配管設計における荷重の組合せと許容応力

荷重の組合せ	許容応力			供用状態 許容応力状態	適用規格
	一次応力 (曲げ応力を含む)	一次＋二次応力	一次＋二次 ＋ピーク応力		
$D + P_d + M_b$	$1.5 \cdot S_h$	$S_a(c)$	—	(A, B)	設計・建設規格 PPC-3520(1) PPC-3530(1)
$D + P_d + (M_a) + M_b$	$1.8 \cdot S_h$	$S_a(d)$	—		設計・建設規格 PPC-3520(1) PPC-3530(1)
$D + P_d + (M_a) + S_s$	$0.9 \cdot S_u$	$S_s$ 地震動のみによる疲労解析を行い、疲れ累積係数が1以下であること。 ただし、地震動のみによる一次＋二次応力の変動値が $2 \cdot S_y$ 以下であれば疲労解析は不要。		$IV_A S$	JEAG4601 第3種管の許容応力/第3種管の許容応力の解説

【各記号の注釈】

- D : 自重及びその他の長期的機械的荷重による応力
- $P_d$  : 内圧応力
- $M_a$  : その他の短期的機械的荷重による応力（当該設備においては対象外）
- $M_b$  : 二次応力（熱応力）
- $S_a(c)$  : 一次＋二次応力に対する許容応力（短期的荷重を含まない場合）
- $S_a(d)$  : 一次＋二次応力に対する許容応力（短期的荷重を含む場合）
- $S_h$  : 最高使用温度における材料規格 Part3 第1章 表3に定める値
- $S_s$  : 基準地震動  $S_s$  により定まる地震力
- $S_u$  : 設計引張強さ 設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表9に規定される値



なお、当該設計における荷重の組合せと許容限界としては、原子力発電所耐震設計技術指針（重要度分類・許容応力編 JEAG4601・補-1984, JEAG4601-1987 及びJEAG4601-1991追補版）（日本電気協会 電気技術基準調査委員会 昭和59年9月，昭和62年8月及び平成3年6月）（以下「JEAG4601」という。）及び発電用原子力設備規格（設計・建設規格JSME S NC1-2005（2007追補版含む）（日本機械学会 2005年9月，2007年9月）（以下「設計・建設規格」という。））に準拠したものである。



フィルタベント設備の外部事象に対する考慮について

フィルタベント設備は、自然現象（地震及び津波を除く。）及び外部人為事象に対して、原子炉建屋外の地下格納槽内に配置する等、第 1 表（1/4～4/4）のとおり考慮した設計とする。

なお、想定する外部事象は、「設置許可基準規則」第六条（外部からの衝撃による損傷の防止）において考慮する事象、内部溢水及び意図的な航空機衝突とする。ただし、洪水、地滑り、生物学的事象（海生生物）、高潮の自然現象、並びに航空機落下、ダムの崩壊、有毒ガス、船舶の衝突の外部人為事象については、発電所の立地及びフィルタベント設備の設置場所等により、影響を受けないことから考慮する必要はない。



第 1 表 フィルタベント設備の外部事象に対する考慮 (1/4)

外部事象		影響モード	設計方針
自然現象	風 (台風)	荷重 (風), 荷重 (飛来物)	原子炉建屋又は地下格納槽内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護される。 飛来物による影響は, 竜巻による影響に包含される。
	竜巻	荷重 (風), 荷重 (気圧差), 荷重 (飛来物)	原子炉建屋又は地下格納槽内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護される。 屋外に設置されるフィルタ装置出口配管, 圧力開放板等については, 竜巻飛来物により損傷する可能性があるため, 損傷が確認された場合は, 必要に応じてプラントを停止し補修を行う。
	凍結	温度 (低温)	原子炉建屋又は地下格納槽内に設置されている部位については, 換気空調設備により環境温度が維持されるため, 外気温の影響を受け難い。屋外に設置, かつ, 水を内包する可能性のある範囲のフィルタ装置出口配管のドレン配管には保温等の凍結防止対策を行い, 凍結し難い設計とする。また, 適宜ドレン水を排出することから, フィルタ装置出口配管を閉塞することはない。
	降水	浸水, 荷重	フィルタ装置は, 格納槽内に設置し, 止水処理を実施することにより, 降水による浸水, 荷重の影響は受けない。 屋外に設置されるフィルタ装置出口配管, 圧力開放板等は, 滞留水の影響を受け難い位置に設置するとともに, 系統開口部から降水が浸入し難い構造とすることにより, 必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。



第 1 表 フィルタベント設備の外部事象に対する考慮 (2/4)

外部事象		影響モード	設計方針
自然現象	積雪	荷重 (積雪), 閉塞	原子炉建屋又は地下格納槽内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護する設計とする。 屋外に設置されるフィルタ装置出口配管, 圧力開放板等については, 積雪荷重に対して耐性が確保されるように設計する。また, 系統開口部から降雪が浸入し難い構造とすることにより, 必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。 なお, 多量の積雪が確認される場合には, 除雪を行う等, 適切な対応を実施する。
	落雷	雷サージによる電気・計装設備の損傷	落雷の影響を考慮すべき設備については, 原子炉建屋等への避雷針の設置, 接地網の布設による接地抵抗の低減を行う等の雷害防止で必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	火山の影響 (降下火砕物)	荷重, 閉塞, 腐食	原子炉建屋又は地下格納槽内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護する設計とする。 屋外に設置されるフィルタ装置出口配管, 圧力開放板等については, 降下火砕物の堆積荷重に対して耐性が確保されるように設計する。また, 系統開口部から降下火砕物が浸入し難い構造とすることにより, 必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。なお, 降下火砕物の堆積が確認される場合には, 降下火砕物を除去する等, 適切な対応を実施する。 化学的影響 (腐食) 防止のため, 屋外に敷設されるフィルタ装置出口配管 (炭素鋼配管) 外面には防食塗装を行う。



第 1 表 フィルタベント設備の外部事象に対する考慮 (3/4)

外部事象		影響モード	設計方針
自然現象	生物学的事象	電氣的影響 (齧歯類 (ネズミ等) によるケーブル等の損傷)	原子炉建屋又は地下格納槽内に設置されている部位については、外殻の原子炉建屋等により防護する設計とする。 地下格納槽外に設置されている端子箱貫通部等にはシーリングを行うことにより、小動物の侵入を防止する設計とする。 屋外に設置されている系統開口部から小動物が浸入し難い構造とすることにより、必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	森林火災	温度 (輻射熱), 閉塞	機器を内包する原子炉建屋, 地下格納槽及び屋外に設置される機器は, 防火帯の内側に配置し, 森林との間に適切な離隔距離を確保することで, 必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。 ばい煙等の二次的影響に対して, ばい煙等が建屋内に流入するおそれがある場合には, 換気空調設備の外気取入ダンパを閉止し, 影響を防止する。



第 1 表 フィルタベント設備の外部事象に対する考慮 (4/4)

外部事象		影響モード	設計方針
自然現象	爆発	爆風圧, 飛来物	近隣の産業施設, 発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両, 発電所周辺を航行する燃料輸送船の爆発による爆風圧及び飛来物に対して, 離隔距離が確保されている。
	近隣工場等の火災	温度 (熱)	近隣の産業施設, 発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両, 発電所周辺を航行する燃料輸送船及び敷地内の危険物貯蔵施設の火災に対して, 離隔距離が確保されている。
	電磁的障害	サージ・ノイズによる計測制御回路への影響	日本工業規格 (JIS) 等に基づき, ラインフィルタや絶縁回路の設置により, サージ・ノイズの侵入を防止するとともに, 鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計とする。
内部溢水		没水, 被水, 蒸気による環境条件の悪化	内部溢水発生時は, 自動隔離又は手動隔離により, 漏えい箇所の隔離操作を行う。また, 漏えい箇所の隔離が不可能な場合においても, 漏えい水は, 開放ハッチ部, 床ファンネルを介し建屋最地下階へと導く設計としていることから, ベント操作を阻害することはない。 隔離弁については, 没水, 被水等の影響により中央制御室からの操作機能を喪失する可能性があるものの, 人力での現場操作が可能であり機能は維持される。 必要な監視機器については, 没水, 被水, 蒸気に対する防護対策を講じ, 機能を維持する設計とする。
意図的な航空機衝突		衝突による衝撃力, 火災による熱影響	原子炉建屋又は地下格納槽内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護されると考えられるが, 万一, 損傷が確認された場合は原子炉の運転を必要に応じて停止し補修する。 屋外に設置されるフィルタ装置出口配管, 圧力開放板等については, 航空機の衝突による衝撃力及び航空機燃料火災による熱影響により損傷する可能性があるため, 損傷が確認された場合は必要に応じてプラントを停止し補修を行う。



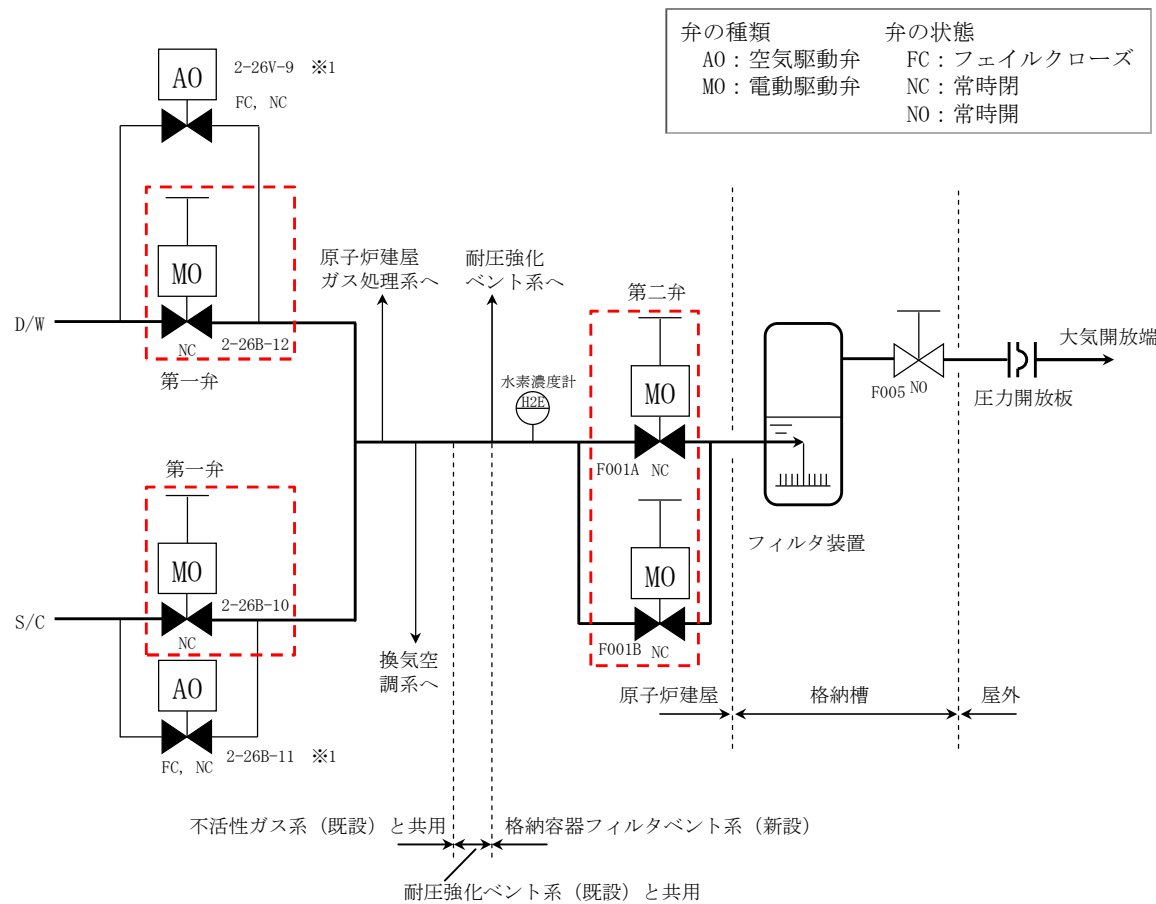
主ライン・弁の構成について

1. 主ライン構成

1.1 系統概要図

格納容器フィルタベント系のベントガスを格納容器から大気開放端まで導く主ラインの概略図を第 1 図に示す。

※1: 2-26V-9 及び 2-26B-11 はプラント運転中の格納容器圧力の調整に用いる小口径 (50A) の弁であり，格納容器フィルタベント系の経路としては期待しない。



1.2 設計の意図

東海第二発電所では，格納容器の圧力及び温度を低下させるためのベントを確実にを行うため，以下に配慮し，主ラインの設計を行っている。



### (1) 主ラインの取り出し及び構成

格納容器からの取り出しについては、サプレッション・プール水でのスクラビング効果が期待できるサプレッション・チェンバ（S／C）からの取り出しに加え，外部注水等による水没の影響を受け難いドライウェル（D／W）上部からの取り出しを行っている。

具体的な取り出し位置（貫通孔）については，漏えい経路の増加等による大気への放射性物質の放出リスク増加を最小限に抑えるため，既存の貫通孔の中から十分な排気容量が確保できる口径を有する不活性ガスの貫通孔（600A）を選定し使用する構成としている。

主ラインは不活性ガス系配管（既設），耐圧強化ベント系配管（既設）を経て，格納容器フィルタベント系配管（新設）によりフィルタ装置に導かれるが，他の系統とは弁で隔離することで，他の系統や機器への悪影響を防止する設計としている（3. 参照）。

### (2) 格納容器隔離弁

格納容器隔離弁の設置要求（実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈）に基づき，S／C側及びD／W側それぞれの主ラインに格納容器隔離弁（第一弁）として電動駆動弁（MO弁）を各 1 弁設置する構成としている。また，主ラインが合流した後に格納容器隔離弁（第二弁）として電動駆動弁（MO弁）を並列に 2 弁設置する構成としている。

### (3) フィルタ装置出口弁

フィルタ装置出口弁は，ベント実施後にフィルタ装置を大気から隔離するために設置している。



### 1.3 弁の設置位置の妥当性（物理的位置，他からの悪影響）

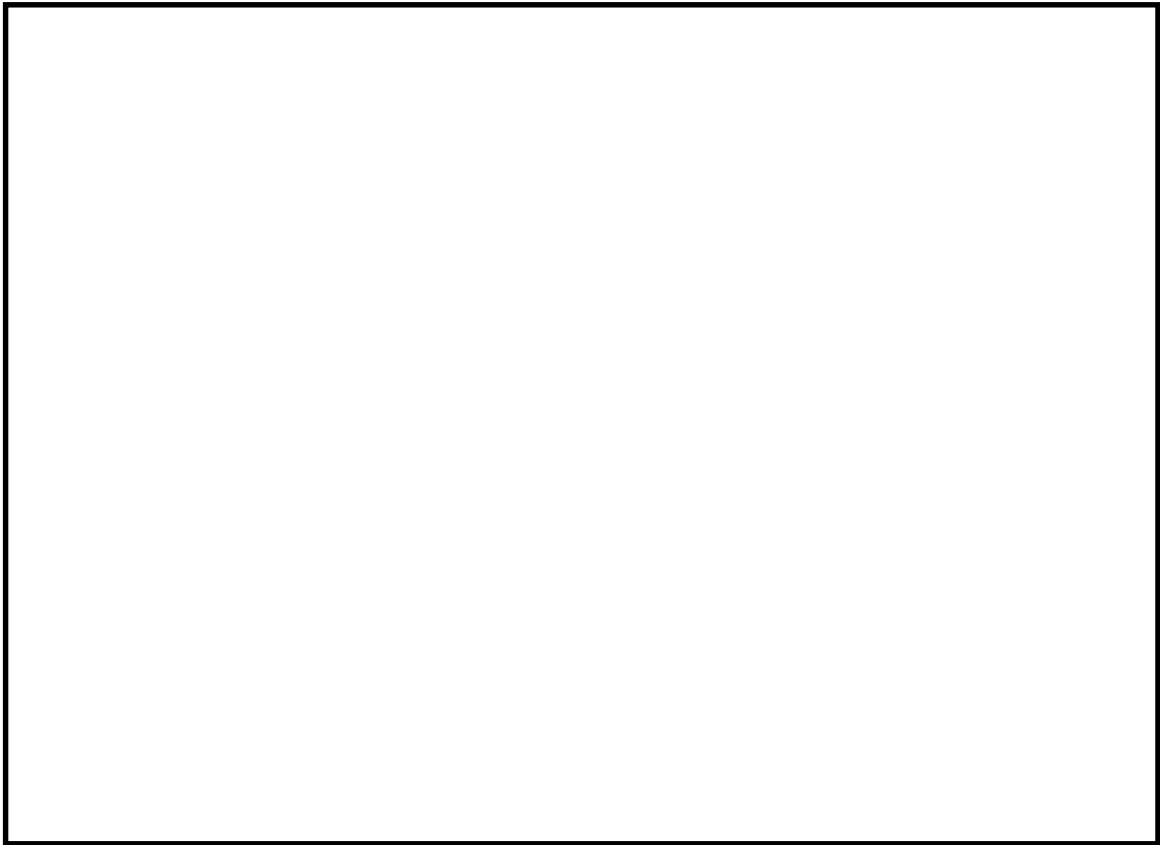
ベント開始に必要な主ラインの隔離弁（S／C側第一弁，D／W側第1弁及び第二弁）の設置位置は，弁の設置スペース，人力による遠隔操作性等を考慮して決定している。

また，事故後の環境条件を考慮した設計としているため，ベント時においても弁の健全性は確保され，主ラインの隔離弁は，電源がある場合は中央制御室で操作できる。燃料破損後は弁設置エリアが高線量となるため，現場において弁本体を直接操作することはできないが，遠隔操作機構を設けることで駆動源喪失時においても人力による開閉操作が可能である。

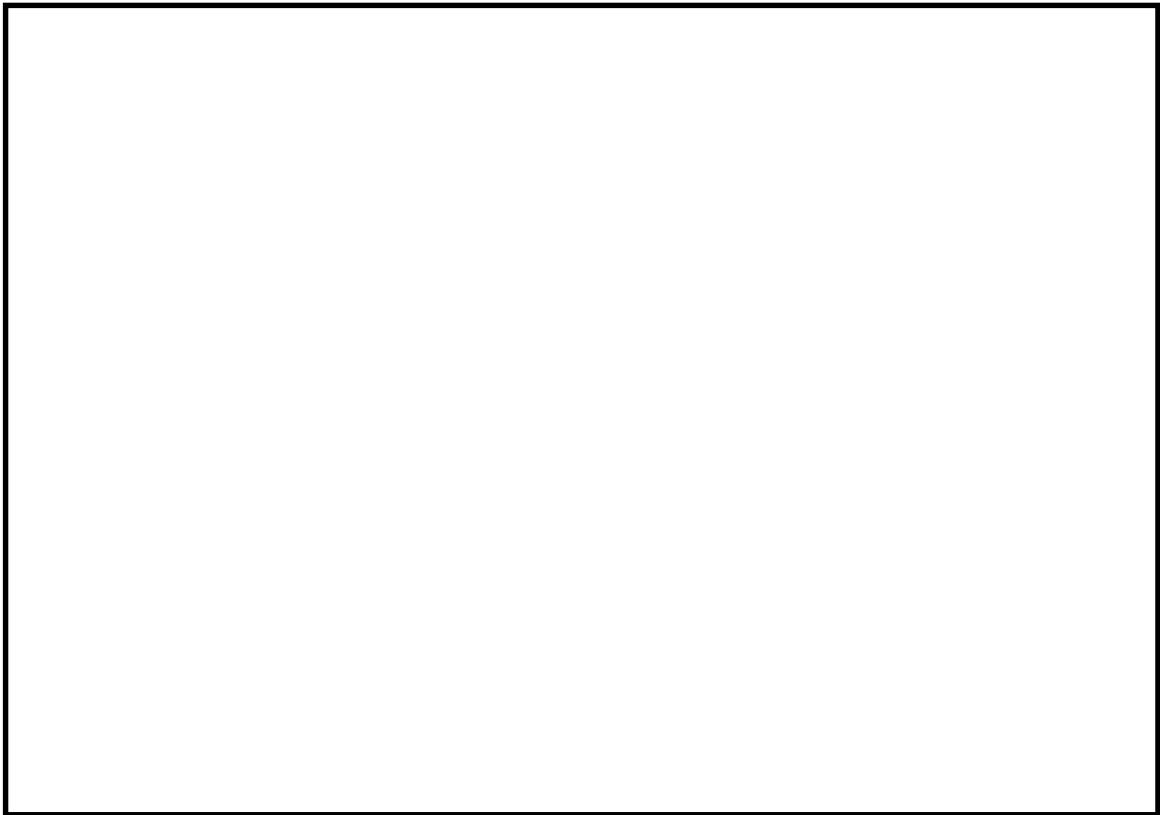
なお，遠隔操作機構の操作場所は，遮蔽効果が得られる二次格納施設外とし，さらに，必要な遮蔽及び空気ポンペを設置し，作業員の被ばく低減に配慮している。

主ラインの隔離弁の配置位置及び人力による遠隔操作位置を第2図～第4図に示す。



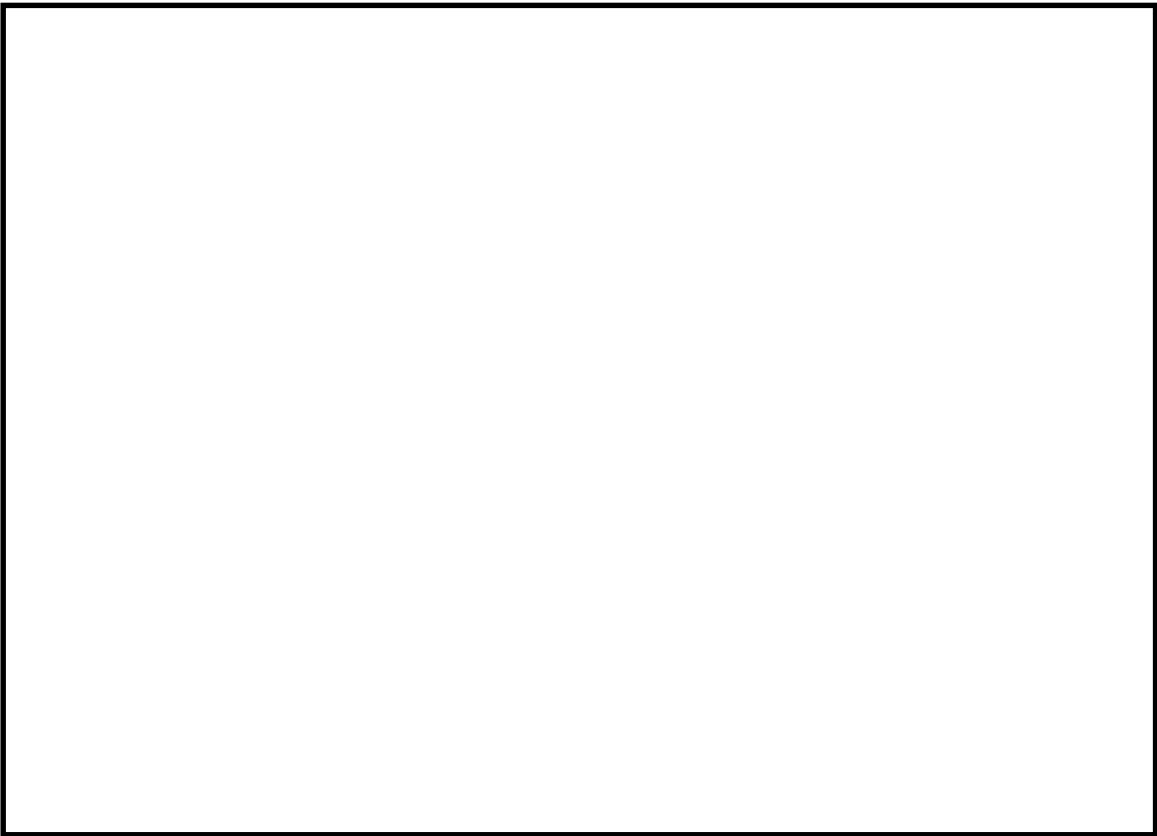


第 2 図 第一弁（S／C 側）配置図



第 3 図 第一弁（D／W 側）及び第二弁配置図





第 4 図 第二弁配置図



## 1.4 開の確実性，隔離の確実性

### (1) 開の確実性

ベント実施時は，第一弁，第二弁の順に開弁する。第一弁，第二弁とも交流電源で駆動する弁であり，中央制御室の制御盤から遠隔操作できる設計としている。

駆動源となる電源は，通常時には非常用母線より給電しているが，重大事故等で非常用母線が喪失した場合には，重大事故等に対処するために必要な電源の供給が可能なよう常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備から給電できる構成とし，高い信頼性を確保している。

また，これら代替電源設備からの受電が期待できない場合は，遠隔操作機構により，放射線量率の低い二次格納施設外にて人力で開閉操作が実施できること，補助ツールとして汎用の電動工具を用いることで操作時間を短縮できる設計としている。

以上のように，操作方法に多様性を持たせ開操作が確実に実施できる。

### (2) 隔離の確実性

#### a. ベント実施前

ベント実施前は，格納容器バウンダリの維持が要求される。格納容器フィルタベント系の隔離弁（第一弁，第二弁）は常時「閉」であり，中央制御室の操作スイッチにカバーを取り付けて誤操作防止を図っていること，駆動源喪失時でもその状態を維持（フェイルアズイズ）されるため，確実に隔離状態は維持される。

#### b. ベント実施後

ベント実施後は，格納容器フィルタベント系の隔離弁を閉とし格納容器と隔離する。更に，フィルタ装置出口弁を閉とし，フィルタ装置を大気と隔離する。



格納容器と格納容器フィルタベント系の隔離について、格納容器からの除熱機能が復旧し、格納容器及び格納容器フィルタベント系の窒素置換後に、ベント実施時に開弁した隔離弁（第一弁）を閉とし、格納容器バウンダリを復旧する。閉操作の確実性は、(1) 開の確実性と同様に実施できる。

フィルタ装置と大気の隔離について、放射性物質を含むスクラビング水の移送が完了し、捕集した放射性物質の崩壊熱が除去できた後に、フィルタ装置下流に設置したフィルタ装置出口弁を閉とし、フィルタ装置を大気と隔離することができる。この弁の操作は、ベント実施後に放射線量が高くなるフィルタ装置設置エリアに入域せずに実施できるよう、地下格納槽内に遮蔽壁（コンクリート遮蔽 1.3m）を設け、遠隔操作機構を設置することで、フィルタ装置設置エリア外から人力で操作できる設計としている。



2. 弁の種類

2.1 主ラインの弁構成の考え方

空気作動弁（A0 弁）は，駆動源喪失時の弁状態を選択（フェイルオープン，フェイルクローズ）する箇所に用いる。電動駆動弁（M0 弁）は駆動源喪失時に弁状態を維持（フェイルアズイズ）する箇所に用いる。また，M0 弁は遠隔操作機構が設置できる。

格納容器フィルタベント系の主ラインの弁は，中央制御室からの遠隔操作と人力による遠隔手動操作が両立できること，駆動源喪失時の弁状態維持（フェイルアズイズ）の観点から，M0 弁を採用している。

格納容器フィルタベント系主ラインの弁に採用する場合の駆動方式の違いによる特徴を第 1 表に示す。

第 1 表 主ラインの弁に採用する場合の駆動方式の特徴

駆動方式	メリット	デメリット
A0 (空気作動)	<ul style="list-style-type: none"><li>・ M0 弁に対して必要な電源容量が小さい</li></ul>	<ul style="list-style-type: none"><li>・ 駆動源として事故時に使用可能な電源に加えて，空気（圧縮空気設備）が必要</li><li>・ 人力による遠隔操作機構の設置が困難</li></ul>
M0 (電動駆動)	<ul style="list-style-type: none"><li>・ 駆動源喪失時は，その状態を維持（フェイルアズイズ）する</li><li>・ 電源以外のサポート系が不要</li><li>・ 人力による遠隔操作機構の設置が可能</li><li>・ 開度調整が可能</li></ul>	<ul style="list-style-type: none"><li>・ A0 弁に対して必要な電源容量が大きい</li></ul>



## 2.2 主ライン上の主な弁の仕様

主ラインの弁について、主な仕様を第 2 表に示す。

第 2 表 主ラインの弁の仕様

弁名称		第一弁 (S / C 側)	第一弁 (D / W 側)	第二弁	フィルタ装置 出口弁
弁番号		2-26B-10	2-26B-12	F001A, F001B	F005
型式		バタフライ弁			
口径		600A	600A	450A	600A
駆動方式		電動駆動 (直流)			手動
遠隔人力 操作機構		有			
弁の状態		常時閉 (NC)			常時開 (NO)
フェイルク ローズ (FC)		無 (フェイルアズイズ)			—
設置場所		原子炉建屋 1 階 (二次格納 施設内)	原子炉建屋 4 階 (二次格納 施設内)	原子炉建屋 4 階 (二次格納 施設内)	格納槽内 (フィルタ装置 設置エリア)
操作 場所	通常時	中央制御室			格納槽内 (フィルタ装置 設置エリア外)
	電源 喪失時	原子炉建屋 附属棟 1 階 (二次格納 施設外)	原子炉建屋 附属棟屋上 (二次格納 施設外)	原子炉建屋 附属棟 3 階 (二次格納 施設外)	



## 2.3 設計の意図

格納容器フィルタベント系主ラインに設置する隔離弁の駆動方式の採用理由は、「2.1 主ラインの弁構成の考え方」に示すとおり、開弁時には駆動源喪失時にもその状態を維持（フェイルアズイズ）する必要があることから、M0 弁を採用している。これらの弁については、ベント時以外に開弁することがないことから、通常時の格納容器バウンダリを維持のため、常時閉（NC）とし、中央制御室の操作スイッチにカバーを取り付けて誤操作防止を図っている。

また、フィルタ装置を大気から隔離するフィルタ装置出口弁は、ベント実施後に使用するため、排気の妨げとならないよう常時開（NO）とする。

なお、第一弁（S／C側，D／W側）に並列して設置されているバイパス弁（2-26V-9, 2-26B-11）は、通常運転中、主蒸気隔離弁等の定期試験を実施することにより窒素ガスが格納容器内へ流入し、格納容器圧力が徐々に上昇するので、格納容器の圧力降下操作のため、一時的に開弁することがある。これらの弁はフェイルクローズ（FC）機能を設ける必要があるため、空気作動弁を採用している。また、事故時に自動的かつ確実に閉止されるように、格納容器隔離信号により閉止する機能を設けている。これらバイパス弁は、通常運転中に常時の使用はないため、常時閉（NC）運用としている。



## 3. 格納容器フィルタベント系と接続する各系統の隔離弁の数と種類

## 3.1 各系統の隔離弁の数と種類

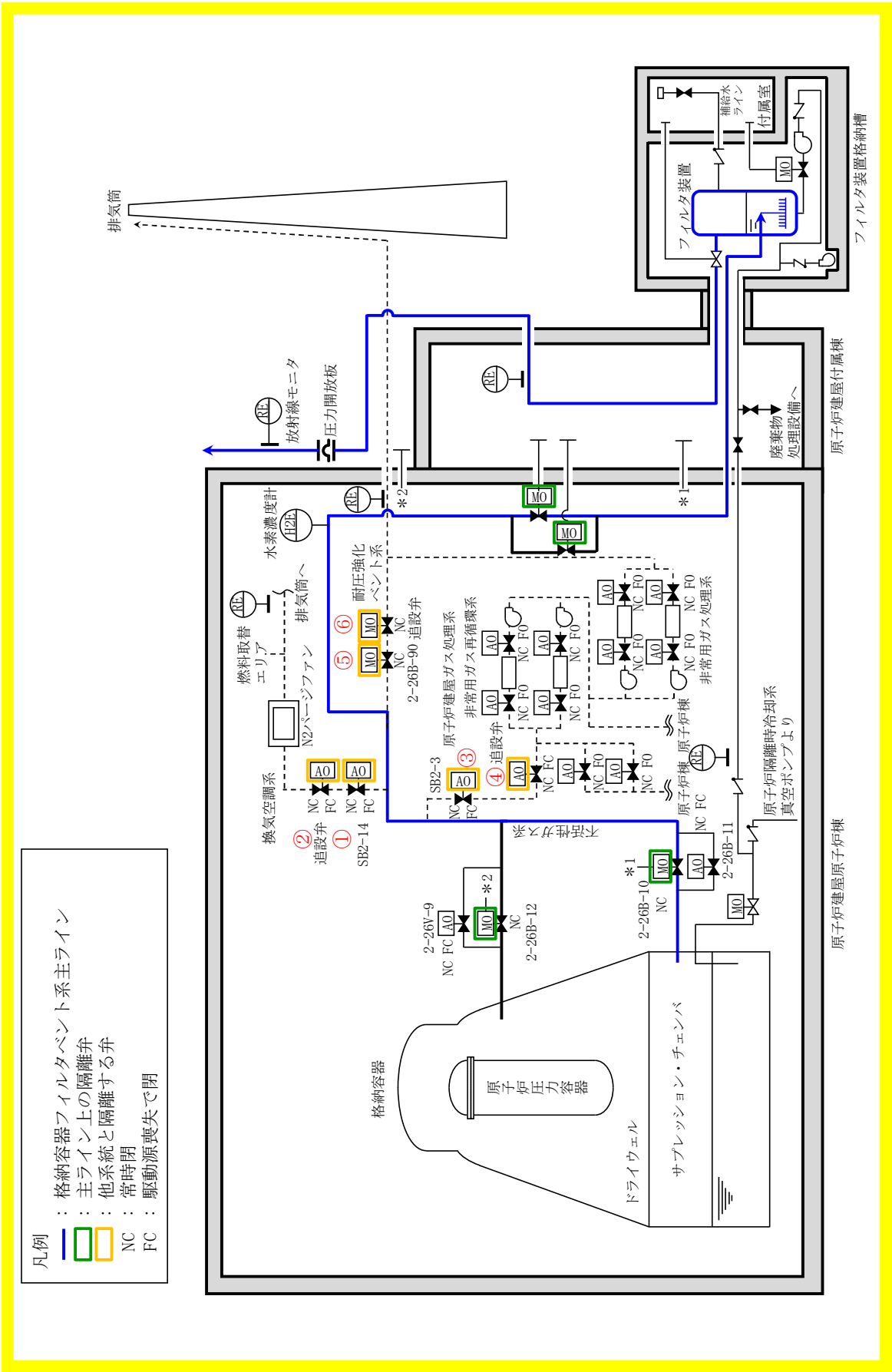
格納容器フィルタベント系には、換気空調系、原子炉建屋ガス処理系及び耐圧強化ベント系が接続する。各系統の隔離弁の数と種類等の仕様を第3表に、系統概略図を第5図に示す。

第3表 他系統隔離弁（格納容器隔離弁）の仕様

系統名	換気空調系		原子炉建屋 ガス処理系		耐圧強化ベント系	
個数	2		2		2	
番号  (第 5 図中 の表記)	①	②	③	④	⑤	⑥
弁番号	SB2-14	追設	SB2-3	追設	2-26B-90	追設
型式	バタフライ弁					
駆動方式	空気駆動				電動駆動	
口径	600A				300A	
弁の状態	常時閉 (NC) ※		常時閉 (NC)			
フェイル クローズ  (FC) 機能	有				無  (フェイルアズイズ)	

※：通常運転中、主蒸気隔離弁等の定期試験を実施することにより窒素ガスが格納容器内へ流入し、格納容器圧力が徐々に上昇する。格納容器の圧力降下操作のため、一時的に開弁することがある。





第 5 図 格納容器フィルタバント系に接続する系統概要図



### 3.2 設計の意図

格納容器からフィルタ装置へ至る配管は、ベントを実施する際、接続する他系統と隔離し、流路を構成する必要がある。

重大事故時以外に開操作する可能性のある隔離弁は、駆動源喪失時においても格納容器バウンダリを維持できるようフェイルクローズが可能な空気作動弁を選定する。また、重大事故時に開操作する可能性のある隔離弁については、駆動源喪失時においても人力による手動操作が容易な電気作動弁を選定し、常時閉（NC）運用とする。

なお、万一のこれらの隔離弁の漏えいを考慮し、第 3 表及び第 5 図のとおり、上流と同仕様の弁を新規に設置する。

#### (1) 換気空調系との隔離

換気空調系との隔離は、第 5 図中①SB2-14 及び②追設弁の 2 弁より、格納容器フィルタベント系主ラインから隔離できる構成となっている。

これら隔離弁は、通常運転時の格納容器の圧力降下操作時においても、重大事故が発生した際には確実な閉状態が求められるが、中央制御室からの操作が可能であり、駆動源が喪失した際のフェイルクローズ（FC）機能を有し、SB2-14 については格納容器隔離信号により閉止する機能を設けていることから、確実な隔離が実施できる。

#### (2) 原子炉建屋ガス処理系との隔離

原子炉建屋ガス処理系との隔離は、第 5 図中③SB2-3 及び④追設弁の 2 弁より、格納容器フィルタベント系主ラインから隔離できる構成となっている。

これら隔離弁は、通常運転時に開弁することはなく、また、駆動源が喪失した際のフェイルクローズ（FC）機能を有し、SB2-3 については格納容器隔離信号により閉止する機能を設けていることから、確実



な隔離が実施できる。

(3) 耐圧強化ベントラインとの隔離

耐圧強化ベントラインとの隔離は、第 5 図中⑤2-26B-90 及び⑥追設弁の 2 弁より、格納容器フィルタベント系主ラインから隔離できる構成となっている。

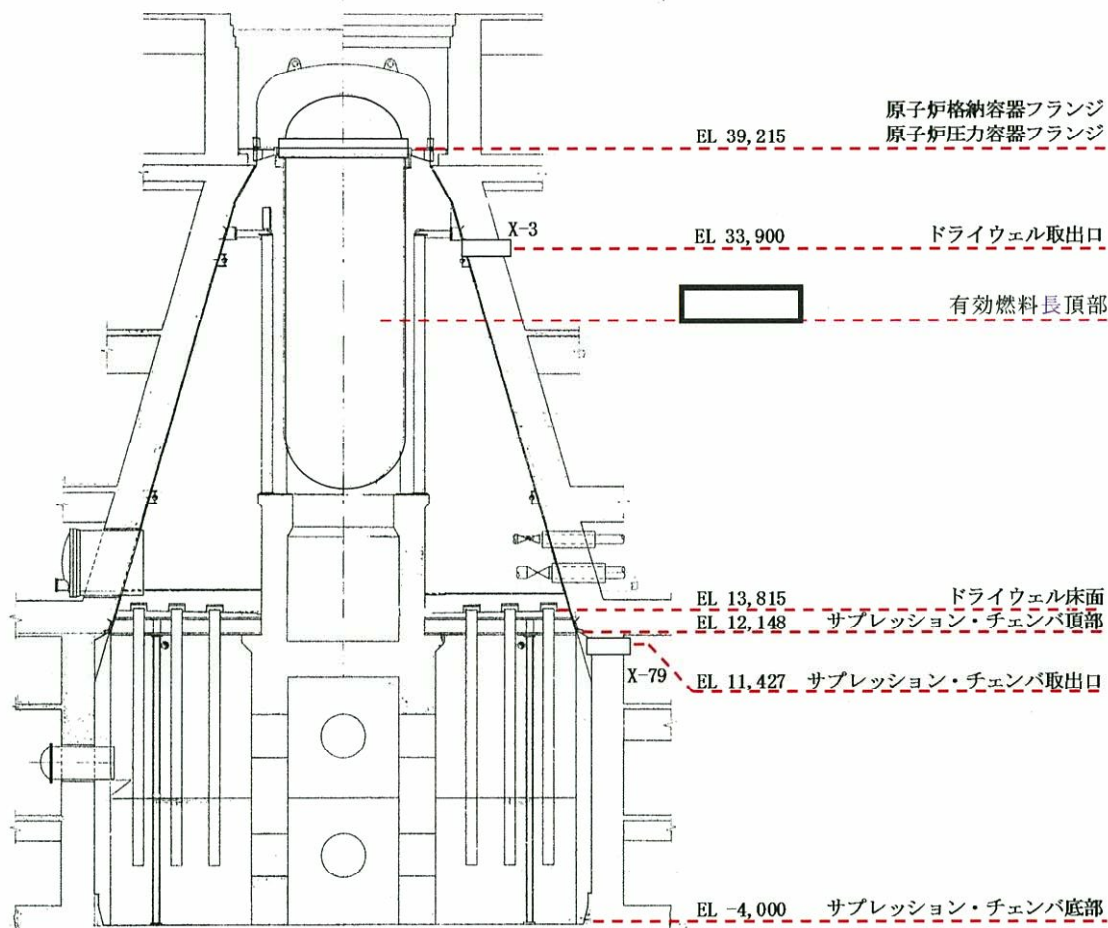
これら隔離弁は、重大事故時に開操作する可能性があるため、駆動源喪失時においても人力による手動操作が容易な電気作動弁を選定し、常時閉（NC）運用とする。



#### 4. 格納容器からの取り出し高さ

##### 4.1 格納容器からの取り出し高さ

各主要高さを示した図を第 4.1 図に示す。



第 4.1 図 格納容器からの取り出し高さ

##### 4.2 設計の意図

D/W側の取り出しには、格納容器スプレイによる水没等の影響を受けにくい格納容器上部に位置し、格納容器の圧力を下げるために十分大口径である既設不活性ガス系の貫通孔 (X-3) を選定している。

また、S/C側の取り出しには、原子炉及び格納容器冷却のため実施する外部注水による水位上昇を考慮して、S/C頂部付近に位置し、格納容器圧力を下げるために十分大口径である既設不活性ガス系の貫通孔 (X-79) を選定している。

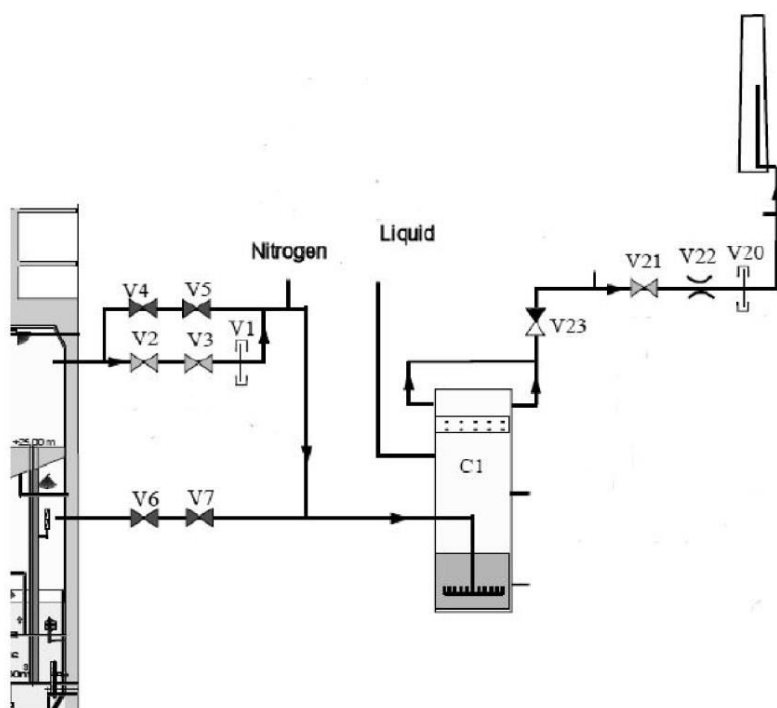


## (参考) 諸外国の弁構成

フィルタベント設備を設置している諸外国の弁構成を以下に示す。

## (1) フィンランド

フィンランドのBWRプラントにて設置されているフィルタベントの概略系統図を第1図に示す。V1とV20は圧力開放板である。ベントラインに設置している弁は全て手動駆動弁で構成されている。D/Wのラインにはバイパスラインが設置されており、V2、V3は通常時「開」となっている。また、V21、V23についても通常時「開」となっている。そのため、操作員がベントラインに設置された弁の「開」操作を実施しなくても、格納容器圧力が既定の値まで上昇し、V1とV20の圧力開放板が開放すれば、D/Wのバイパスラインよりベントは自動的に開始される。

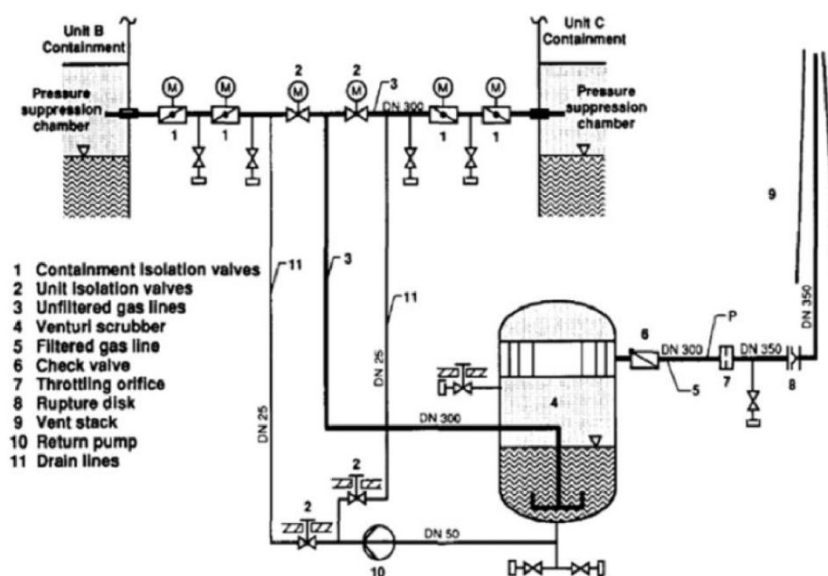


第1図 フィルタベント設備概略系統図（フィンランド）



## (2) ドイツ

ドイツのBWRプラントに設置されているフィルタベント設備の概略系統図を第2図に示す。フィルタベント設備は、2ユニットで共有する設計となっている。ベントラインには、格納容器隔離のための電動弁が2つ、ユニット間の切り替えのための電動弁が1つ設置されている。また、フィルタ装置の出口側には逆止弁が設置されている。

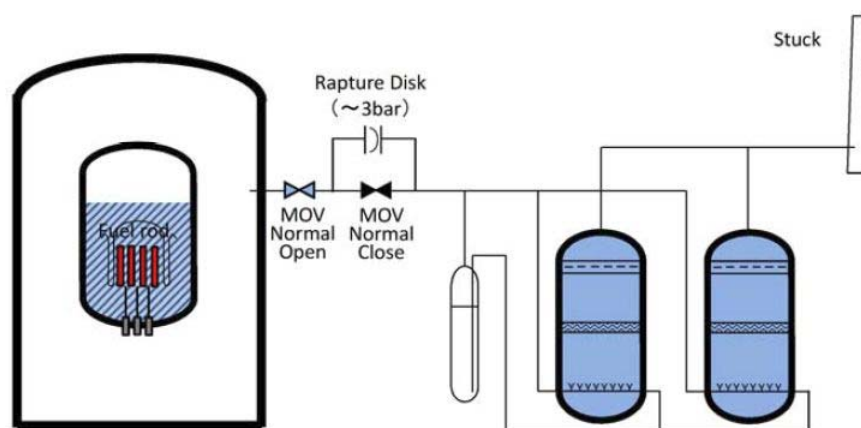


第2図 フィルタベント設備概略系統図（ドイツ）



## (3) スイス

スイスのBWRプラントに設置されているフィルタベント設備の概略系統図を第3図に示す。ベントラインには電動弁が2つ設置されており、格納容器から1つ目の弁は通常時「開」、2つ目の弁は通常時「閉」となっている。また、2つ目の弁をバイパスするラインが設置されており、バイパスラインには圧力開放板が設置されている。そのため、操作員が2つ目の弁の「開」操作を実施しなくても、格納容器圧力が規定の値まで上昇し、圧力開放板が開放すればベントは自動的に開始される。



第3図 フィルタベント設備概略系統図（スイス）

<参考図書>

- [1] NEA/CSNI/R(2014)7, “OECD/NEA/CSNI Status Report on Filtered Containment Venting”, 02-Jul-2014.



各運転モードにおける系統構成と系統内の水素濃度について

格納容器からのベント中は、系統内に流れがあり水素が局所的に蓄積することはない。一方ベント停止後はフィルタ装置内に捕集した粒子状放射性物質によるスクラビング水の水—放射線分解により、蒸気とともに水素、酸素が発生する。

発生する水素は蒸気に対して十分少なく□と評価され、蒸気発生量に対して一定となる。さらに入口配管に接続された窒素供給ラインより窒素を供給することで、系統内の水素濃度は低くなる。

フィルタ装置入口配管の水素濃度は、窒素供給を実施することで、□と評価される。一方出口配管の水素濃度は、上述のとおり窒素供給を考慮せずに□と評価され、窒素供給を考慮することで更に低減される。

出口配管は入口配管に比べて水素濃度が高めに評価されているものの、出口配管は大気放出端まで連続上り勾配となり、水素は蒸気とともに放出端に導かれることから、系統内に水素が蓄積することはない。このため窒素供給がなくても、水素濃度は□で一定になると考えられる。

一方入口配管については、系統内の蒸気が凝縮してフィルタ装置に戻ると非凝縮性ガスである水素及び酸素の濃度が上昇するおそれがある。このような事象が起こらないよう、窒素供給を継続し、その効果を見るために水素濃度計で入口配管の水素濃度を監視することで問題ないものと考えられる。

以上より、東海第二発電所の格納容器フィルタベント系の水素濃度計は、フィルタ装置の入口側に設置を計画している。



(参考) 各運転モードにおける系統構成と系統内の水素濃度について

格納容器フィルタベント系の各運転モード（系統待機時，ベント開始時，ベント停止後）における系統状態及び系統内の水素濃度について以下に示す。

1. 系統待機時

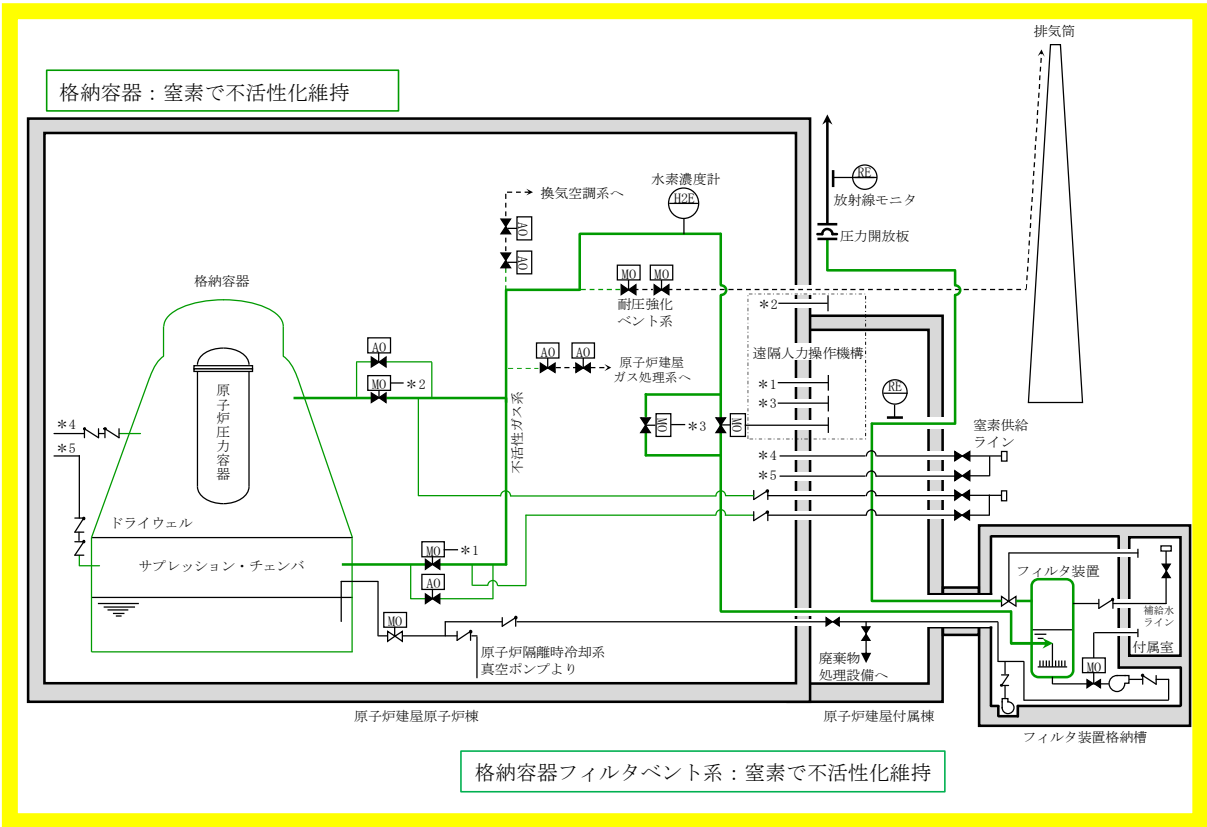
(1) 系統状態

系統待機時においては，格納容器隔離弁が閉止されており，隔離弁から圧力開放板の間は窒素により不活性化されている。

系統待機時の状態を第 1 図に示す。

(2) 水素濃度

系統待機状態においては，系統内への水素流入はなく，また系統内における水素発生はない。



第 1 図 系統待機時の状態概要図



## 2. ベント実施時

### (1) 系統状態

炉心の著しい損傷が発生した場合のベント開始後には、格納容器内における水-金属反応や水の放射線分解により発生する水素が格納容器フィルタベント系統内に流入するとともに、フィルタ装置にて捕捉した放射性物質によるスクラビング水の放射線分解により、フィルタ装置内において水素が発生する。

この状態においても、系統の初期の不活性化及び格納容器及びフィルタ装置において崩壊熱により発生する多量の水蒸気による水素の希釈により、可燃限界には至らない。また、フィルタ装置出口配管が大気開放端に向かい連続上り勾配となるよう設計しており、系統全体にベントガスの流れがあることから、局所的な水素ガスの滞留及び蓄積は発生しない。

ベント実施時の状態を第2図に、ベント停止前の窒素供給時の状態を第3図に示す。

### (2) 水素濃度（ベント実施時）

格納容器フィルタベント系へ流入するベントガスの水素濃度については、格納容器内での水の放射線分解による水素発生量と、同時に発生する水蒸気発生量の割合から求める。

その結果、格納容器より系統内へ流入するベントガスの水素濃度は   となる。

$$\text{水蒸気発生量} = Q \times 1000 / (\text{飽和蒸気比エンタルピ}$$

$$- \text{飽和水比エンタルピ}) \times 1000 / \text{分子量} \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600$$

$$\text{水素発生量} = Q \times 10^6 \times G\text{値}_{(\text{分子}/100\text{eV})} / 100 / (1.602 \times 10^{-19})^{(\ast 1)}$$

$$/ (6.022 \times 10^{23})^{(\ast 2)} \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times \text{放射線吸収割合}$$



$$\text{水素濃度} = \text{水素発生量} / (\text{水蒸気発生量} + \text{水素発生量}) \times 100$$

Q : 崩壊熱 (MW)

$$\text{※1 : } 1\text{eV} = 1.602 \times 10^{-19} [\text{J}]$$

$$\text{※2 : アボガドロ数 } 6.022 \times 10^{23}$$

以上の式に事故発生 7 日後の状態を想定した条件を適用し、水素濃度を求める。

・ 格納容器圧力はベント実施時の圧力として  とする。

・

・ 放射線吸収割合は  とする。

・ 事故発生 7 日後を想定するため、崩壊熱は約 10MW とする。

$$\text{水蒸気発生量} = 10 \times 1000 / (2706.24 - 251.15^{\text{※}}) \times 1000 / 18$$

$$\times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 = 18247.8 \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h}$$

※ : 飽和水比エンタルピは 60°C 条件とする。

$$\text{水素発生量} = 10 \times 10^6 \times \frac{\text{放射線吸収割合}}{100} / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23})$$

$$\times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times 1.0 = \text{水素発生量} \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h}$$

$$\text{水素濃度} = \frac{\text{水素発生量}}{(18247.8 + \text{水素発生量})} \times 100 = \text{水素濃度}$$

次に、フィルタ装置において発生する水素濃度については、フィルタ装置内のスクラビング水の放射線分解による水素発生量と、同時に発生する水蒸気発生量の割合から求める。

水素濃度は系統へ流入するベントガスの水素濃度を求める式と同様の式を用いて計算する。



その結果、フィルタ装置より発生する水素濃度は  となる。

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

- ・水の放射線分解に寄与する熱量は 500kW を想定する（設計条件）。

- ・

- ・放射線吸収割合は  とする。

$$\text{水蒸気発生量} = 0.5 \times 1000 / (2675.53 - 418.99) \times 1000 / 18$$

$$\times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 = 992.65 \text{ m}^3[\text{N}] / \text{h}$$

$$\text{水素発生量} = 0.5 \times 10^6 \times \text{} / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23})$$

$$\times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 = \text{} \text{ m}^3[\text{N}] / \text{h}$$

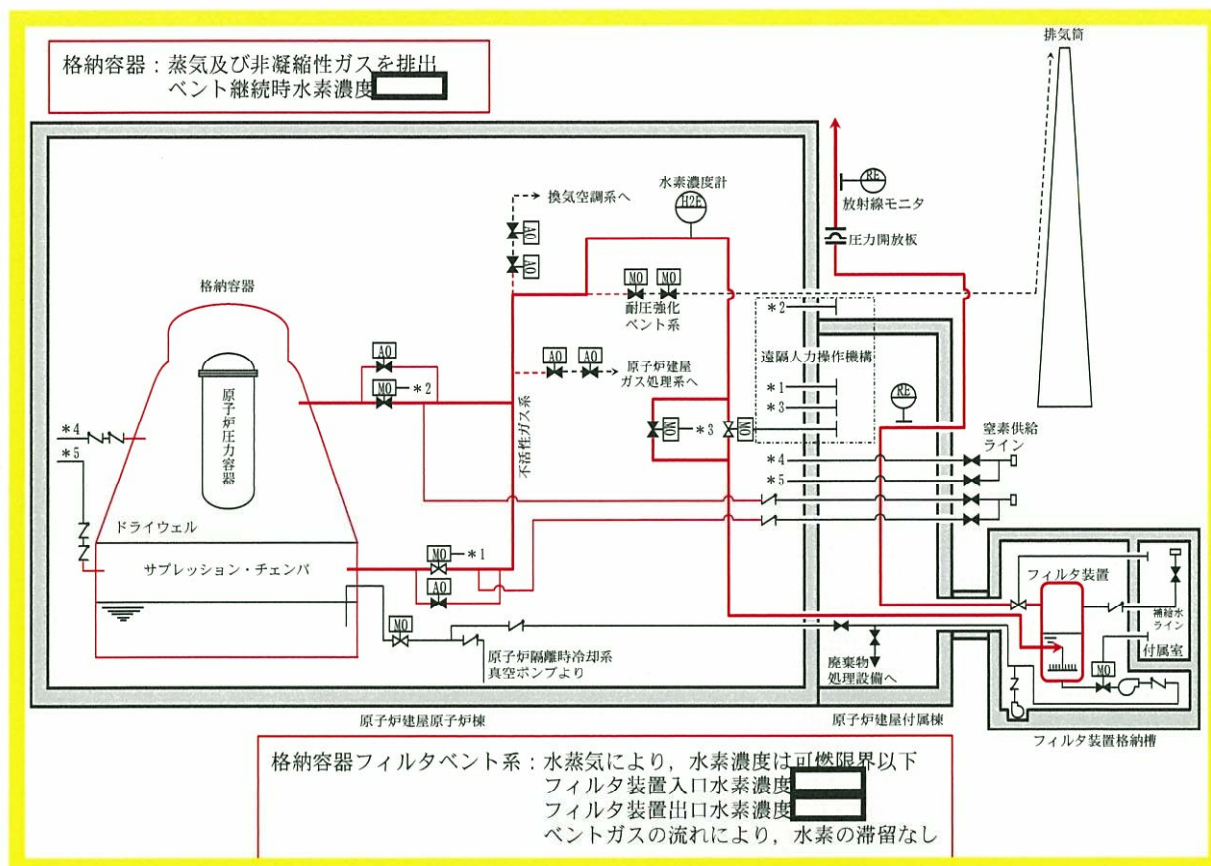
$$\text{水素濃度} = \text{} / (992.65 + \text{}) \times 100$$

$$= \text{}$$

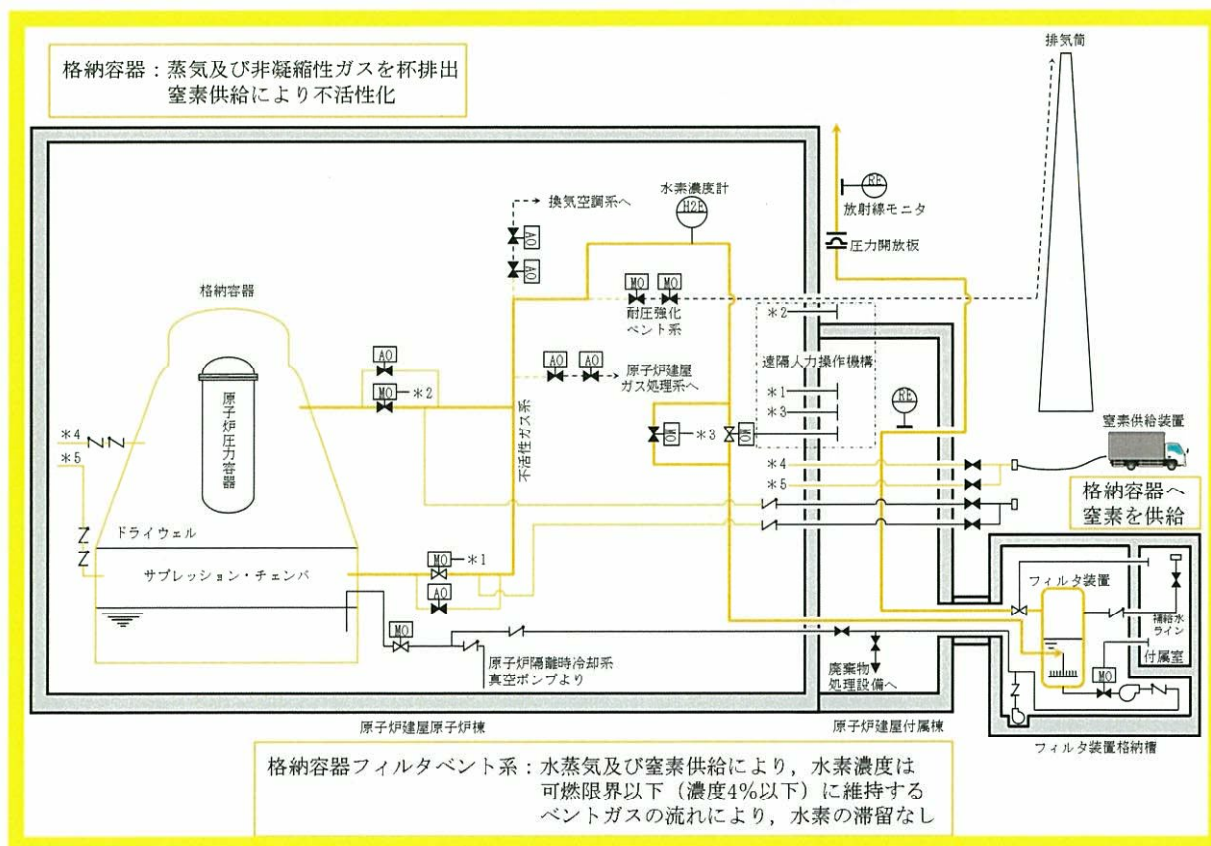
### (3) 水素濃度（ベント停止前，窒素供給時）

窒素供給を開始することで、(2)で評価した値よりさらに水素濃度が低くなることから、格納容器を含め系統の水素濃度は  を上回ることはいない。





第2図 ベント実施時状態概要図



第3図 格納容器への窒素供給状態概要図



### 3. ベント停止後

#### (1) 系統状態

ベント停止後，可搬型の窒素発生装置により系統内への窒素供給を開始する。系統内に連続的に窒素を供給することで，系統内の水素を希釈，掃気する（フィルタ装置出口側への流れが形成される）ため，フィルタ装置入口配管内に水素が滞留することではなく，スクラビング水の放射線分解により発生した水素もこの流れにより，大気開放端から掃気される。また，フィルタ装置出口側については，スクラビング水が飽和状態にある場合は，水蒸気発生量が水素発生量を大きく上回るため，水素濃度が可燃限界に至ることはない。ベント停止後の状態を第4図に示す。

#### (2) 水素濃度（隔離弁～フィルタ装置）

フィルタ装置入口配管側へ逆流する水素濃度について，窒素供給量，水素発生量の割合から求める。その結果，水素濃度は   となる。

なお，フィルタ装置入口配管側に逆流する可能性のある水素発生量は以下に示した式を用いて計算する。

$$\begin{aligned} \text{フィルタ装置内水素発生量} &= Q \times 10^6 \times G \text{値}^{(\text{分子}/100\text{eV})} / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) \\ &\quad / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \end{aligned}$$

$$\text{入口配管内への水素流量} = \text{フィルタ装置内水素発生量}$$

$$\times \text{ガス入口配管断面積} / \text{フィルタ装置断面積}$$

$$\text{水素濃度} = \text{入口配管への水素流入量}$$

$$/ (\text{入口配管への水素流入量} + \text{窒素供給量}) \times 100$$

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。



- ・スクラビング水は沸騰しているものと想定し水素発生量の G 値は  とする。
- ・水の放射線分解に寄与する熱量は 500kW を想定する。（フィルタベント系設計条件）
- ・放射線吸収割合は  とする。
- ・窒素供給量は  $200\text{m}^3[\text{N}]/\text{h}$  とする。

$$\begin{aligned}
 \text{フィルタ装置内水素発生量} &= 0.5 \times 10^6 \times \frac{\text{}}{100} / (1.602 \times 10^{-19}) \\
 &\quad / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \\
 &= \text{} \text{m}^3[\text{N}]/\text{h} \\
 \text{入口配管内への水素流量} &= \text{} \times 0.144 / 9.1 \\
 &= \text{} \text{m}^3[\text{N}]/\text{h} \\
 \text{水素濃度} &= \frac{\text{}}{\text{} + 200} \times 100 \\
 &= \text{}
 \end{aligned}$$

### (3) 水素濃度（フィルタ装置～大気解放端）

格納容器への窒素供給時の水素濃度については、窒素供給量、水素発生量の割合から求める。その結果、水素濃度は  以下となる。

なお、ベント停止後のフィルタ装置出口側の水素濃度は 2. (2) に示した式を用いて計算する。

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

- ・フィルタ装置出口が解放しているため、フィルタ装置圧力は大気圧であると想定する。
- ・スクラビング水は沸騰しているものと想定し水素発生量の G 値は  とする。



- ・崩壊熱は Q とする。
- ・窒素供給は考慮しない。

水蒸気発生量 =  $Q \times 1000 / (2675.53 - 418.99) \times 1000 / 18 \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600$

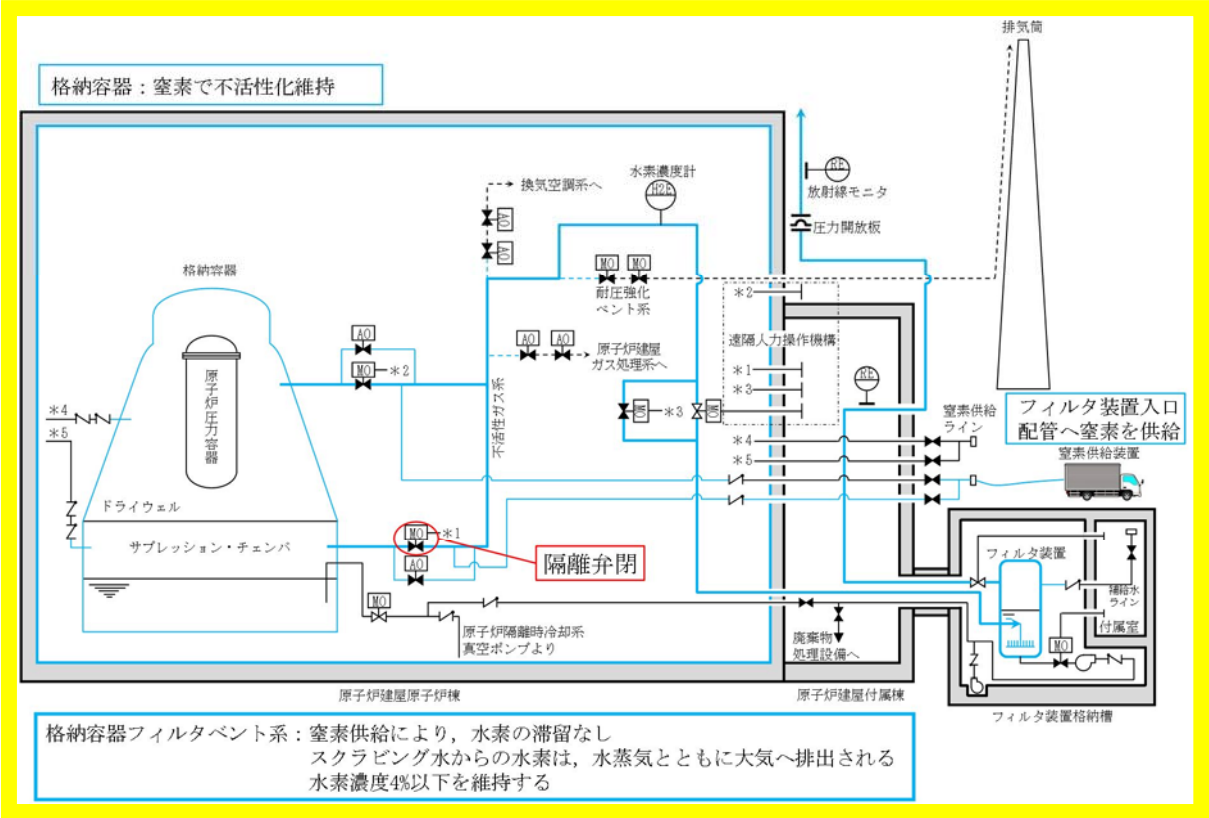
=  $1985.3 \times Q \text{ m}^3[\text{N}] / \text{h}$

水素発生量 =  $Q \times 10^6 \times \boxed{\phantom{00}} / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23})$

$\times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 = \boxed{\phantom{00}} \times Q \text{ m}^3[\text{N}] / \text{h}$

水素濃度 =  $\boxed{\phantom{00}} Q / (1985.3 + \boxed{\phantom{00}}) Q \times 100$

=  $\boxed{\phantom{00}}$



第 4 図 ベント停止後状態概要図



#### 4. 評価の保守性について

各運転モードにおける系統内の水素濃度評価は、水素発生量の G 値を用いて算出している。

G 値には、許認可の安全解析に用いられる値（沸騰域  分子/100eV）を使用することにより、評価結果に保守性を持たせている。

実際にシビアアクシデントが発生した状況を想定した場合の水素発生量の G 値は、電力共同研究報告書「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」において評価されており、その値（沸騰域  分子/100eV）は許認可で用いられる G 値に対して低い値となっている。

水素が発生する過程では酸素も発生するが、この量を評価に見込まないことで若干の保守性を有することとなる。

以上より、各運転モードにおける水素濃度評価は適切に行われているものと考ええる。



ベント実施によるプルーム通過時の要員退避について

## (1) プルーム通過時における要員退避の考え方

炉心損傷後のベント実施時には、放出されるプルームの影響によって発電所周辺の放射線線量率が上昇する。そのため、プルーム通過時において、災害対策要員は、緊急時対策所及び中央制御室待避室等で待避又は発電所構外へ一時退避する。緊急時対策所及び中央制御室待避室等については、空気加圧することでプルームの流入を抑え、放射線影響を低減させる。発電所構外への一時退避については、発電所から離れることでプルームの拡散効果により放射線影響を低減させる。

## (2) 必要要員数

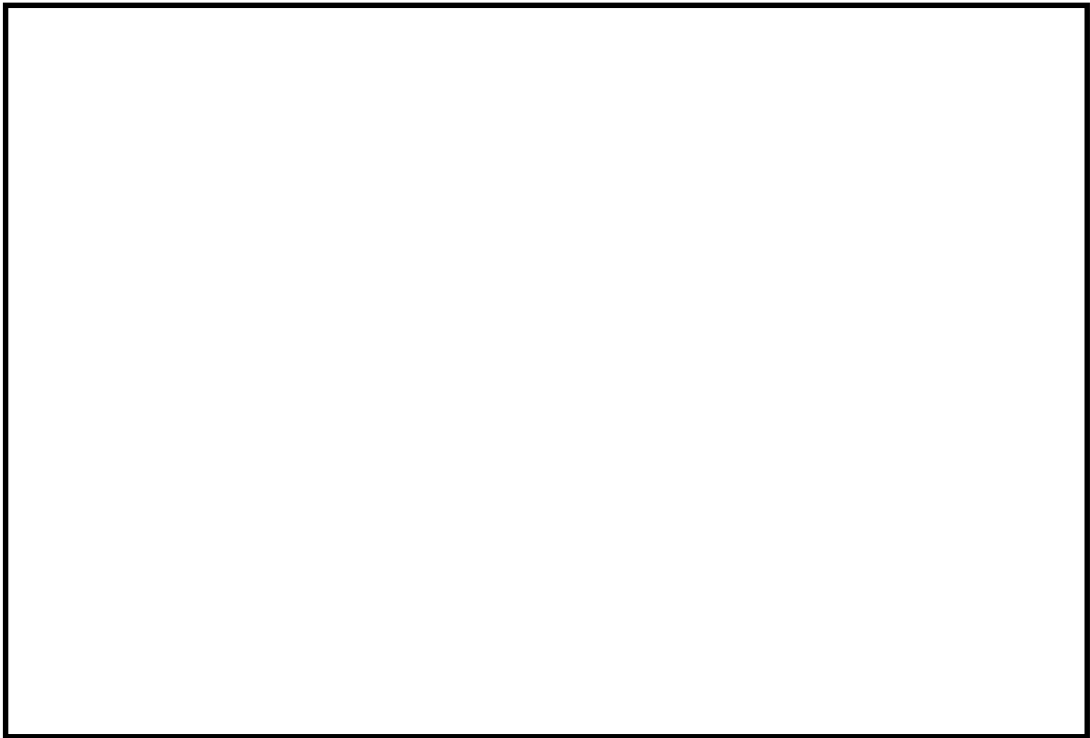
災害対策本部（全体体制）の要員は 110 名であるが、8 名についてはオフサイトセンターへ派遣されるため、発電所にて重大事故等対応を行う要員は 102 名である。プルーム通過時の必要要員である 70 名は緊急時対策所、中央制御室待機室等で待機することとしており、それ以外の 32 名については発電所構外へ退避する。

## (3) 移動時間

発電所構外へ一時退避する場合には、原子力事業所災害対策支援拠点へ退避することとしている。原子力事業所災害対策支援拠点の候補として 6 施設あり、事象発生後に風向等に基づいて選定する。これらの施設は、発電所から 10km～20km の地点に立地しており、最も遠い施設まで徒歩による一時退避を行う場合の所要時間は約 6 時間と評価している。

緊急時対策所へ待避する場合の移動時間については、アクセスルートのうち、緊急時対策所から最も距離のある地点（淡水貯水池）から緊急時対策所へ第 1 図に示すアクセスルートを徒歩移動によって退避した場合の移動時間は約 25 分である。





第 1 図 淡水貯水池から緊急時対策所への最も距離のあるアクセスルート

(4) 有効性評価シナリオでの退避タイミング

a. サプレッション・プール水位通常水位+6.5m 到達によるベント

有効性評価のうち、炉心損傷後のベントシナリオである「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）」における要員一時退避及び待避開始時間及びベント時間の関係を第 1 表に示す。

第 1 表 静的負荷におけるベント準備時間及びベント時間の退避

項目	基準	事象発生からの到達時間
発電所構外への一時退避	S/P 水位通常水位+4.5m	約 13 時間後
緊急時対策所への待避	S/P 水位通常水位+5.5m	約 16.5 時間後
ベント操作	S/P 水位通常水位+6.5m	約 19.5 時間後



第 1 表に示すとおり，発電所構外への一時退避については，移動開始からベント操作まで約 6.5 時間あることから最も遠い退避施設への退避が可能であり，緊急時対策所への待避については，移動開始からベント操作まで約 3 時間あることからベント実施判断基準到達までに緊急時対策所への待避可能である。そのため，ベント操作開始に影響を与えることはない。また，中央制御室の運転員については，ベント実施後速やかに中央制御室待避室へ退避する。

第 1 表及び第 2 図に示すとおり，ブルーム通過時の屋内待避期間（評価上 5 時間）において，実施する必要がある現場操作及び作業がないため，要員が退避することに対する影響はない。

第 1 表 ベント実施の待避期間中における格納容器の状態及び操作

作業項目	待避期間中における状況	作業の要否
原子炉注水	低圧代替注水系（常設）による注水を継続	待避期間における流量調整は不要
格納容器スプレイ	ベント実施前に停止	—
電源	常設代替高圧電源装置により給電	自動燃料補給により作業不要
水源	代替淡水貯槽の水を使用	待避期間中における補給は不要
燃料	可搬型設備を使用していない	—

#### b. 格納容器酸素濃度 4.3vol%到達によるベント

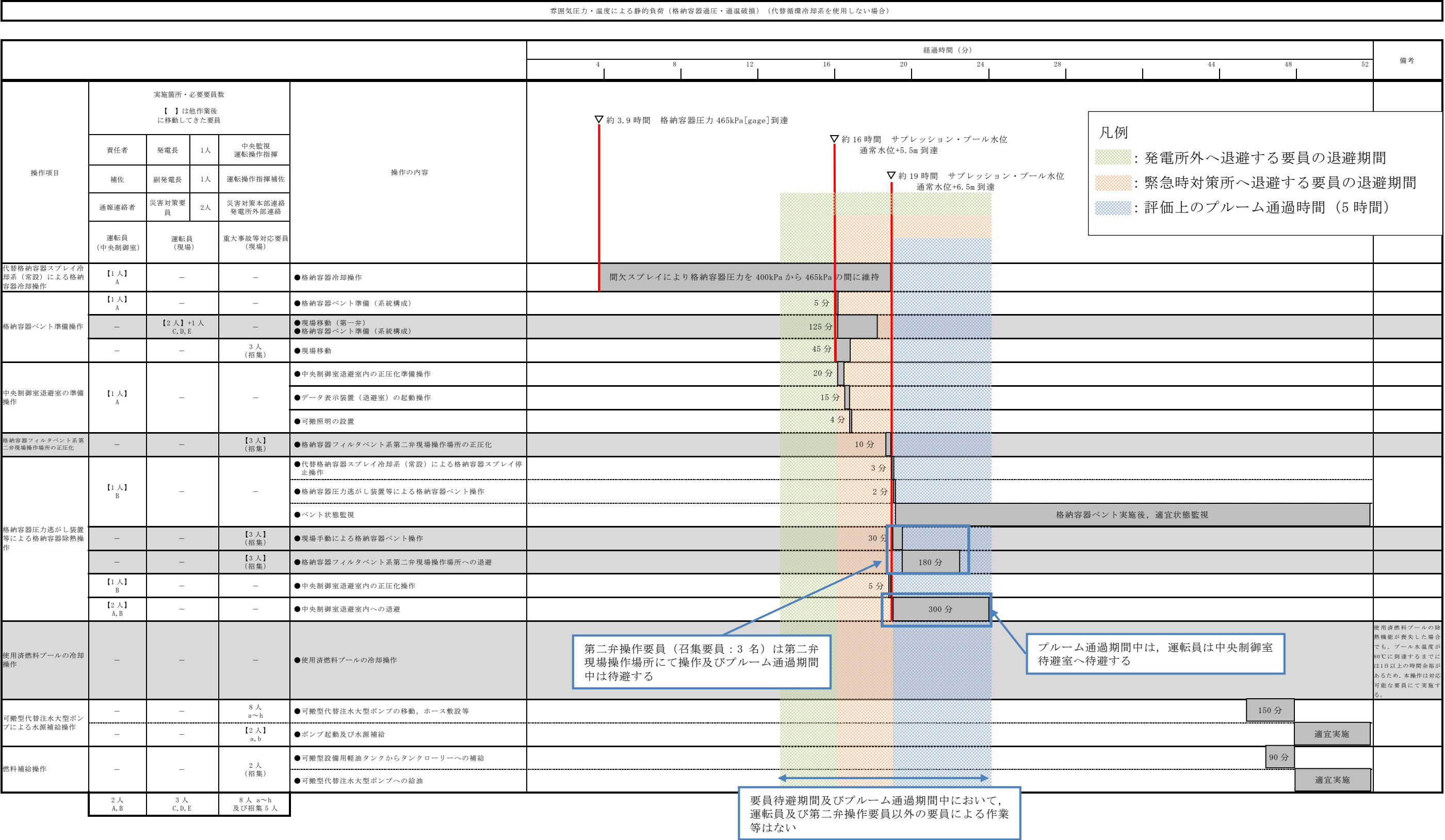
炉心損傷後においては，格納容器内での水素燃焼を防止する観点から，格納容器酸素濃度が 4.3vol%に到達した場合，ベント操作を実施することとしている。

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



環冷却系を使用する場合) においては、水素ガス及び酸素ガスの発生割合 (G 値) の不確かさが大きく、予め待避基準を設定できないため、酸素濃度の上昇速度から 4.3vol%到達時間を予測し、退避を実施する。また、退避開始からブルーム通過時の退避時において、実施する必要がある現場操作及び作業がないため、要員が退避することに対する影響はない。





第 2 図 待避時及びブルーム通過時における要員の整理

（「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）の作業と所要時間」抜粋）



## エアロゾルの保守性について

### (1) 格納容器フィルタベント系の設計条件について

格納容器フィルタベント系の設計条件としては、F P エアロゾル移行量を 400kg に設定している。

### (2) 事故シナリオに応じた F P エアロゾル移行量について

#### a. F P エアロゾルが発生する事故シナリオの選定について

ベント実施時には、希ガスやガス状よう素（無機よう素及び有機よう素）を除く核分裂生成物及び構造材が F P エアロゾルとして格納容器フィルタベント系に流入する。F P エアロゾルが発生する事故シナリオは、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスのうち、以下に示す M A A P 解析上の特徴を踏まえ、原子炉压力容器が健全な事故シーケンスである「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）」を選定している。

(a) 原子炉压力容器内に熔融炉心が存在する場合は、炉心が再冠水し熔融炉心の外周部が固化した後でも、熔融炉心中心部は熔融プール状態を維持する。一方、原子炉压力容器破損時は、原子炉压力容器破損前に水張りしたペデスタル部で熔融炉心の一部が粒子化するとともに、最終的にはクエンチする。F P エアロゾル移行量は熔融炉心の温度が高い方がより多くなるため、原子炉压力容器が健全な場合がより保守的な評価となる。

(b) 原子炉压力容器内に熔融炉心が存在する場合は、熔融炉心冠水時ににおいて熔融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮していない。一方、熔融炉心がペデスタル部に存在する場合は、熔融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮している。以上より、スクラビング効果を考慮していない原子炉压力容器が健全な場合がより保守的な評価



となる。

(c) 東海第二発電所では、M C C I 対策としてコリウムシールドを設置するため、原子炉圧力容器が破損した場合でも熔融炉心による侵食は発生しない。したがって、原子炉圧力容器破損後に特有のエアロゾルの発生源は無いと考えられる。

b．対象シーケンスにおける F P エアロゾル移行量について

「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）」シーケンスにおける格納容器フィルタベント系へ流入する F P エアロゾル移行量を第1表に示す。本シーケンスの有効性評価では S / C ベントを優先して実施することとしているが、ここでは D / W ベントを実施した場合の F P エアロゾル移行量も併せて示している。第1表より、F P エアロゾル移行量は S / C ベント時より D / W ベント時の方が多く 5kg であるが、格納容器フィルタベント系で設計上想定する F P エアロゾル移行量はこれを十分上回る 400kg である。

第1表 静的負荷シーケンスにおける F P エアロゾル移行量

放出する系統	F P エアロゾル移行量 (kg)
S/Cベント	0.001
D/Wベント	5



## 希ガスの減衰効果に期待したドライウェルベント実施時の影響評価

- (1) 格納容器フィルタベント系にて除去できず、ベント時の外部被ばくの主因となる希ガスについては、可能な限り格納容器内に保持することで時間減衰させることが有効である。

そのため、ベント実施タイミングを可能な限り遅くするため、サブプレッション・チャンバ側からのベント排気ライン水没を防止する観点から設定したサブプレッション・プール水位通常水位+6.5m に到達するまでは、格納容器スプレイを実施する手順としている。

この手順に基づき、格納容器破損防止対策の有効性評価「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）」においては、事象発生後約 19 時間後に格納容器スプレイを停止し、サブプレッション・チェンバ側からのベントを実施することとしている。

ここでは、より希ガスを格納容器内に保持する観点から 19 時間以降も格納容器スプレイを継続させ、ドライウェル側からのベントを実施した場合について、公衆被ばくへの影響を評価する観点から、外部被ばくの主因となる希ガス及び長期土壌汚染の要因となる  $Cs-137$  放出量を対象に、事象発生後約 19 時間後にサブプレッション・チェンバ側からベントを実施した場合と比較する。

## (2) 評価ケース

### a. サプレッション・チェンバ側からのベント（19 時間ベント）

格納容器破損防止対策の有効性評価における「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同様のベント方法であり、事象開始から約 19 時間後にサブプレッション・プール水位が通常水位+



6. 5m に到達した時点で格納容器スプレイを停止し、サプレッション・チェンバ側からベントを実施する。圧力推移を第 1 図に示す。

b．ドライウエル側からのベントケース（34 時間ベント）

a．の事故シナリオにおいて、スプレイ停止基準であるサプレッション・プール水位が通常水位+6. 5m に到達した後も格納容器スプレイを継続させた評価を実施した。圧力推移を第 2 図に示す。

MAAP 解析の結果、ドライウエル空間体積の減少に伴い格納容器スプレイ効果が低減し、約 34 時間時点で格納容器圧力が限界圧力である 620kPa[gage]に到達する結果となったことから、約 34 時間後にドライウエルベントを実施した。

(3) 評価結果

サプレッション・チェンバ側からのベントケースの放出量を 1 として規格化した場合のドライウエル側からのベントケースの放出量の相対値を第 1 表に示す。

第 1 表   ドライウエルベントケースにおける希ガス及び Cs-137 放出量

評価ケース	ベント時間	放出量	
		希ガス	Cs-137
サプレッション・チェンバ側からのベント	約 19 時間	1	1
ドライウエル側からのベント	約 34 時間	約 0. 80	約 1. 76×10 <sup>4</sup>

希ガスの放出量はサプレッション・チェンバ側からのベントに対してドライウエル側からのベントケースは約 0. 8 倍であり、希ガスの減衰効果は限定



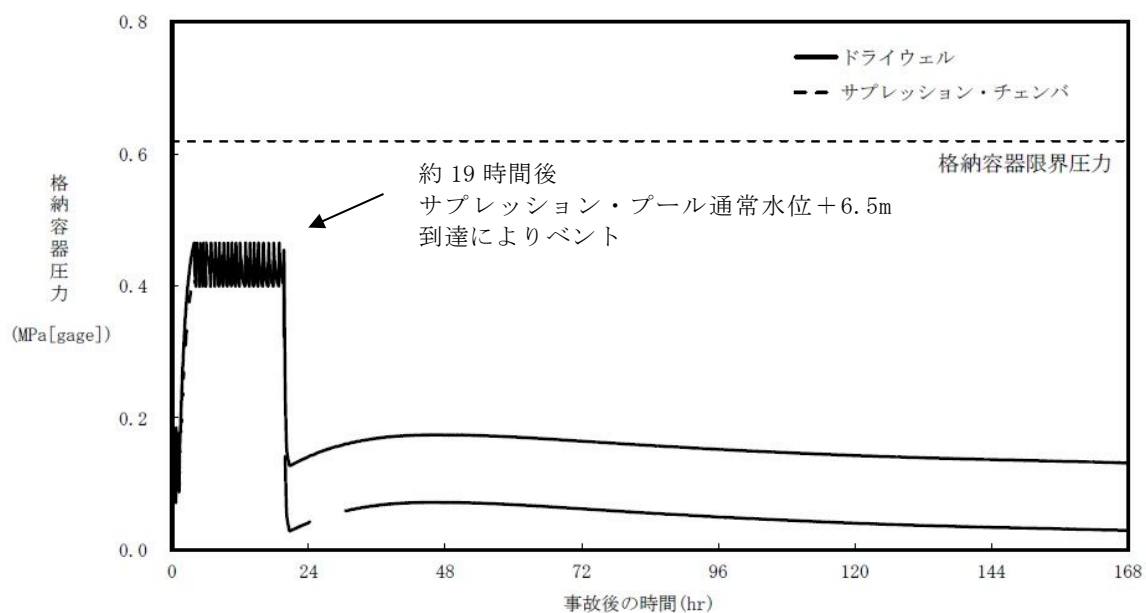
的となっている。これは、第 3 図の希ガスの減衰曲線に示すように、事象発生後から 12 時間程度の間は大きく減衰するものの、これに比べて事象発生 19 時間後から 34 時間後までの間の減衰効果は小さいためである。

Cs-137 の放出量に関しては、サプレッション・チェンバ側からのベントに対してドライウェル側からのベントは約  $1.76 \times 10^4$  倍と大きく増加する結果となった。これは、ドライウェル側からのベントの場合、サプレッション・チェンバ側からのベントに対してサプレッション・プールでのスクラビング効果が得られなくなるためである。

#### (4) まとめ

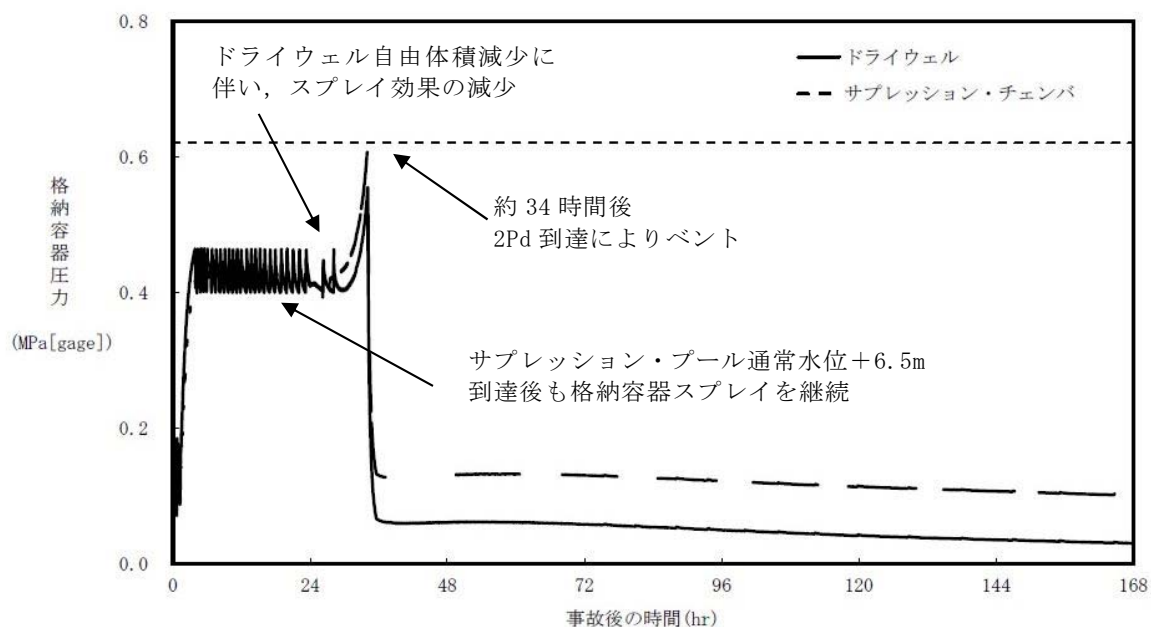
上記のとおり、有効性評価の事故シナリオにおいて、ドライウェル側からのベント時の希ガスの減衰効果は限定的となる。そのため、長期にわたる土壌汚染を抑制する観点から、サプレッション・チェンバ側からのベントを選択することが好ましいと考えられることから、東海第二ではサプレッション・チェンバ側からのベントを優先することとしている。





第 1 図 サプレッション・チェンバ側からのベント (19 時間ベント)

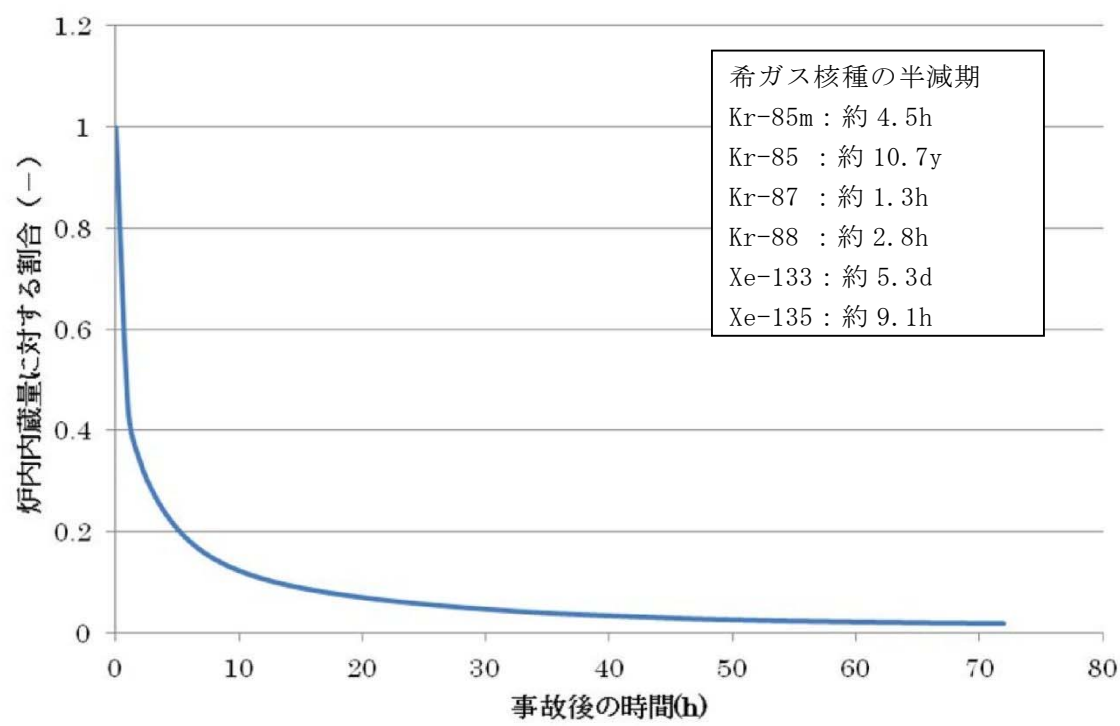
の格納容器圧力推移



第 2 図 ドライウェル側からのベント (34 時間ベント)

の格納容器圧力推移





第 3 図 事故発生後の希ガス発生量の時間変化(核種合計)



コリウムシールド侵食時のガス及びエアロゾル発生について

MCCI 発生時には、コンクリートが加熱・分解されることに伴い、水蒸気やCO<sub>2</sub>が発生する。また、この水蒸気やCO<sub>2</sub>が、溶融炉心中のZrと反応し、H<sub>2</sub>及びCOが発生する。これらの気体が気泡となり溶融炉心内を上昇する間に、溶融炉心中の低沸点物質が蒸発し気泡内に取り込まれ、溶融炉心の外へ放出された際に凝縮することで、エアロゾルが発生する\*。

これに対して、コリウムシールドはZrO<sub>2</sub>製であり、内部に水分やC（炭素）等、気体の発生源となる成分を含まない。したがって、仮に溶融炉心によって侵食された場合にも、ガスは発生せず、侵食に伴うエアロゾルの発生も生じない。

\* D.A.Powers, J.E.Brockmann, A.W.Shiver, “VANESA: A Mechanistic Model of Radionuclide Release and Aerosol Generation During Core Debris Interactions With Concrete”, NUREG/CR-4308, 1986.



### 格納容器フィルタベント系使用後の保管管理

格納容器フィルタベント系使用後には、フィルタ装置には多量の放射性物質が捕集される。そのため、フィルタ装置に捕集された放射性物質が環境に放出することがないように、格納容器フィルタベント系使用後は、フィルタ装置内のスクラビング水を原子炉格納容器へ移送し、気中保管する。

なお、「別紙 10」に記載の通り、フィルタ装置に放射性物質を含んだスクラビング水が保管されていたとしても、ベンチュリスクラバから環境への放射性物質の再揮発は防止可能であるが、放射性物質の放出リスクを更に低減するため、スクラビング水を原子炉格納容器へ移送する。

また、「別紙 9」に記載の通り、金属フィルタに捕集した放射性物質は、フィルタ装置使用後にベントガス流れがない状態においても、崩壊熱に伴う金属フィルタの過熱による放射性物質の再浮遊は生じないことを確認している。

よう素除去部で捕集した放射性よう素は、「別紙 11」に記載の通り、高温状態で数時間程度水素を通気した場合によう素の再揮発が起こるが、スクラビング水を原子炉格納容器へ移送することで、よう素除去部に水素が流入しないようにし、よう素除去部からの放射性よう素の再浮遊を防止する。

なお、格納容器フィルタベント系使用後には、フィルタ装置出口配管に設置している放射線モニタにて、フィルタ装置からの放射性物質の放出がないことを確認する。



## ベント放出位置の違いによる公衆被ばくへの影響について

格納容器フィルタベント系の放出位置（原子炉建屋屋上放出，排気筒放出）の違いによる公衆被ばくへの影響を評価した。

- (1) 炉心損傷防止対策の有効性評価においては、格納容器フィルタベント系によるベント放出時の非居住区域境界外での実効線量を評価し、周辺の公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えない（発生事故当たり概ね 5mSv 以下）ことが要求される。放出高さの違いによる非居住区域境界外の実効線量の差異については、原子炉建屋屋上放出（地上放出）とした場合約 0.15mSv、排気筒放出とした場合約 0.018mSv と評価され、5mSv に対していずれも十分余裕があり、放出高さの違いによる有意な差はない（補足 1 参照）。
- (2) 被ばく評価に使用する事故時の気象条件については、気象指針に基づき、保守的な気象条件として 97% 値が使用されるが、現実的な評価として、中央値（50% 値）を求めると、従来の 97% 値に比べ約 1/2 となり 5mSv に対する余裕をより確保できる（補足 2 参照）。
- (3) 格納容器フィルタベント系の主な設置目的として長期土壌汚染の主要因となる放射性セシウム等の低減効果があげられる。このため放出位置から風下距離 30km までの遠距離地点の地上濃度について原子炉建屋屋上放出（地上放出）、排気筒放出の場合についてそれぞれ評価を行った。その結果、風下距離が延びるとともに、原子炉建屋屋上放出（地上放出）と排気筒放出の差異は小さくなる（補足 3 参照）。  
  
さらに、3 次元移流拡散コードにより風下 5km の地点での放出高さの違いの影響を確認したところ、上記と同等の結果が得られた（補足 4 参照）。
- (4) 格納容器損傷防止対策の有効性評価においては、Cs-137 の放出量を 100TBq 未満にすることが要求されているが、放出量評価において、放出高



さの違いによる影響はなく、原子炉建屋屋上放出においても 100TBq を十分下回る結果となる。

- (5) 以上の被ばく評価結果等を踏まえ、格納容器フィルタベント系の放出位置については、非常用ガス処理系排気筒（耐圧強化ベント系で使用）との位置的分散も考慮し、原子炉建屋屋上としている（補足 5 参照）。



**補足 1 短期被ばくの主因となる放射性希ガス及びよう素による影響**

(非居住区域境界周辺への影響)

格納容器フィルタベント系によって粒子状の放射性物質は大幅に低減されることから、短期的には放射性希ガス及びよう素による被ばくが支配的となる。格納容器フィルタベント系の放出位置は原子炉建屋屋上としているが、非居住区域境界外の被ばく評価では、放出高さを保守的に地上放出としている。ここでは、排気筒放出と仮定した場合の放射性希ガスによる外部被ばく及び放射性よう素の吸入による内部被ばくの実効線量の合計を比較して第 1 表に示す。また、排気筒放出の場合の放出源の有効高さは、東海第二発電所での風洞実験結果を用いる。

放出高さの違いによる実効線量の差異については、地上放出とした場合約 0.15mSv、排気筒放出とした場合約 0.018mSv と評価され、5mSv に対していずれも十分余裕がある。

また、参考として格納容器フィルタベント系の放出高さを原子炉建屋屋上とし放出源の有効高さを設定した場合の実効線量を第 1 表に示す。ここで、原子炉建屋屋上放出の放出源の有効高さは、当社敦賀発電所 2 号炉での風洞実験結果を参考に 30m とした。なお、放出源の有効高さの設定に当たっては、東海第二発電所周辺の状況を考慮し、地形影響の小さい方位のデータを用い、建屋近傍のデータを参考にしている。原子炉建屋屋上放出時の放出源の有効高さの推定手順を第 1 図に示す。

放出源の有効高さを 30m と設定した場合でも、実効線量は約 0.13mSv であり、5mSv に対して十分余裕がある。



第 1 表 放出高さの違いによる非居住区域境界外での実効線量等の比較

項 目	建屋屋上放出※ <sup>1</sup>	排気筒放出	参考※ <sup>3</sup>
放出高さ (m)	0 (地上)	95～115 (排気筒)	30 (建屋屋上相当)
風向風速 データ	地上風 (地上高 10m)	排気筒風 (地上高 140m)	地上風 (地上高 10m)
評価方位	NW	W	NW
相対線量 (Gy/Bq)	約 $4.0 \times 10^{-19}$	約 $8.1 \times 10^{-20}$	約 $3.5 \times 10^{-19}$
相対濃度 ( $\text{m}^3/\text{s}$ )	約 $2.9 \times 10^{-5}$	約 $2.0 \times 10^{-6}$	約 $2.5 \times 10^{-5}$
実効線量※ <sup>4</sup> (mSv)	約 0.15※ <sup>2</sup>	約 0.018	約 0.13

※1 申請書ではフィルタベント放出について保守的に地上放出と想定し被ばく評価している。

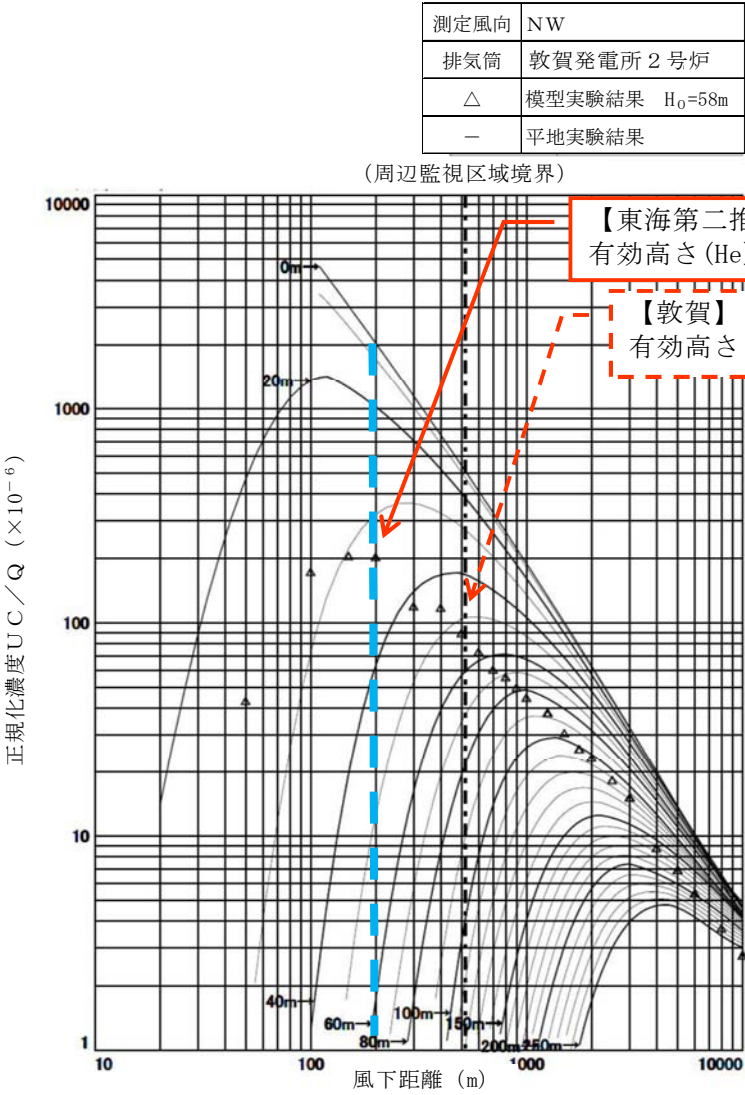
※2 炉心損傷防止対策の有効性評価における非居住区域境界外での周辺公衆の実効線量

※3 敦賀発電所 2 号炉の事故時排気筒放出時（地上 58m）の風洞実験結果を参考に推定した放出高さを使用した場合の評価結果

※4 実効線量の評価に用いる希ガスの放出量は約  $1.5 \times 10^{14} \text{Bq}$  (ガンマ線 0.5MeV 換算値),  
 よう素の放出量は約  $2.3 \times 10^{11} \text{Bq}$  (I-131 等価量)



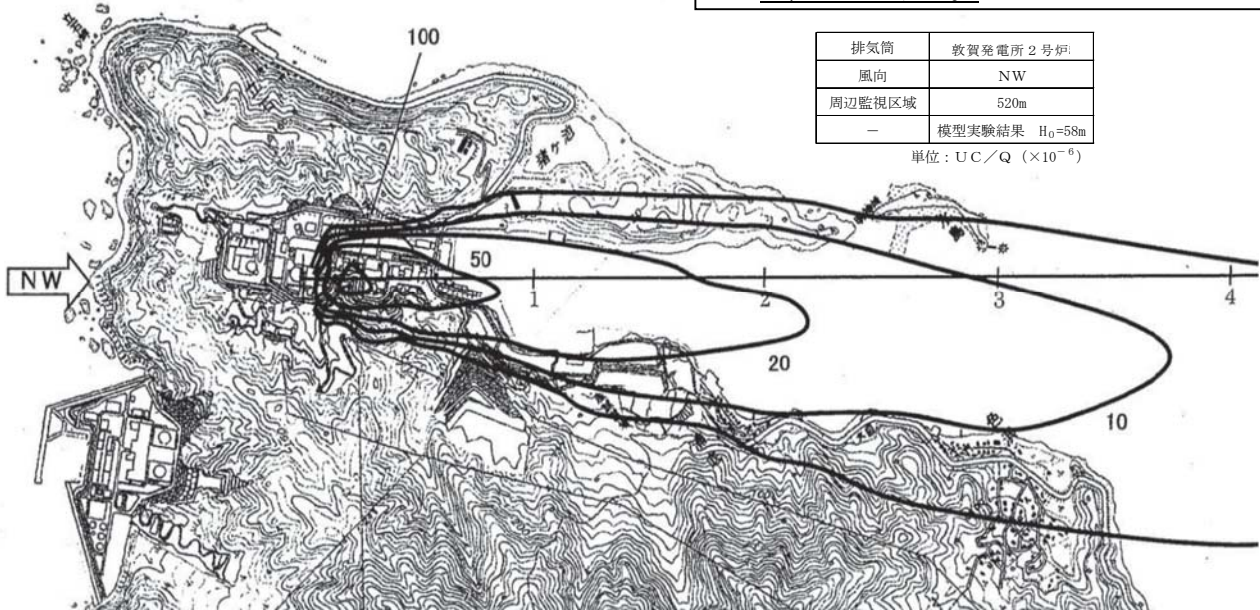
※図中曲線は平地実験による放出源高さごとの地表煙軸濃度分布、また三角プロットは模型実験での放出源高さの地表濃度分布を示す。  
評価地点以遠において模型実験の濃度分布を下回らない濃度を示す平地実験の放出源高さを有効高さとする。



地表煙軸濃度分布図 (風向: NW, 放出源: 2 号炉排気筒)

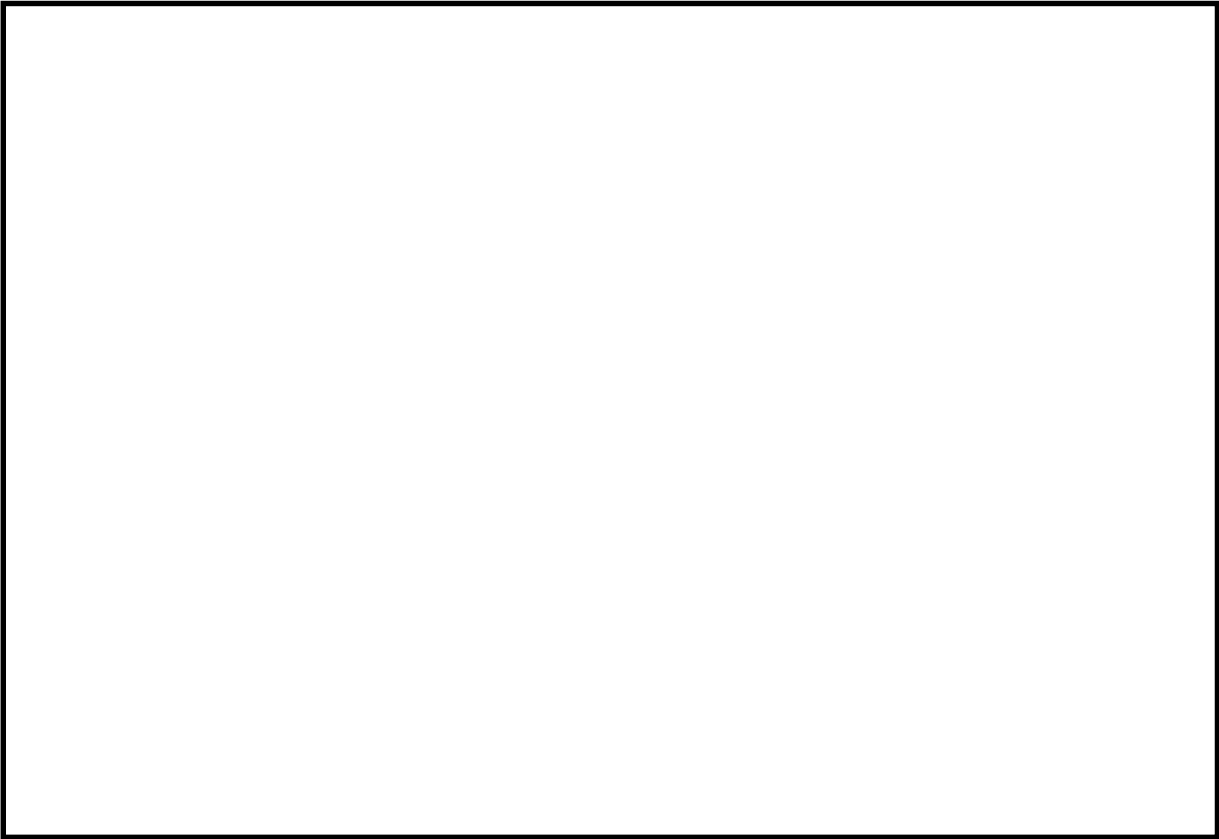
東海第二発電所の原子炉建屋放出時 (55m) の有効高さの推定手順

- 1) 敦賀 2 号炉 (PWR) は、原子炉格納容器付属排気筒で、放出高さが東海第二発電所の原子炉建屋高さと同様 (58m) であるため、この風洞実験結果を参考にする。
- 2) 敦賀発電所は起伏のある地形であり、建屋影響が比較的大きい風向の風洞実験結果を用いる。この実験によれば排気筒から放出されたガスは建屋の影響で拡散が促進される。
- 3) 東海第二発電所の原子炉建屋周辺もタービン建屋等が存在しており、原子炉建屋から放出されたガスも拡散が期待できるが、敦賀発電所のように建屋が密集していないため、原子炉建屋による影響が主と考えられる風下距離 200m での有効高さを用いる。(第 2 図, 第 3 図参照)
- 4) 以上から、東海第二発電所の原子炉建屋から放出した時の有効高さの推定値は、30m とする。

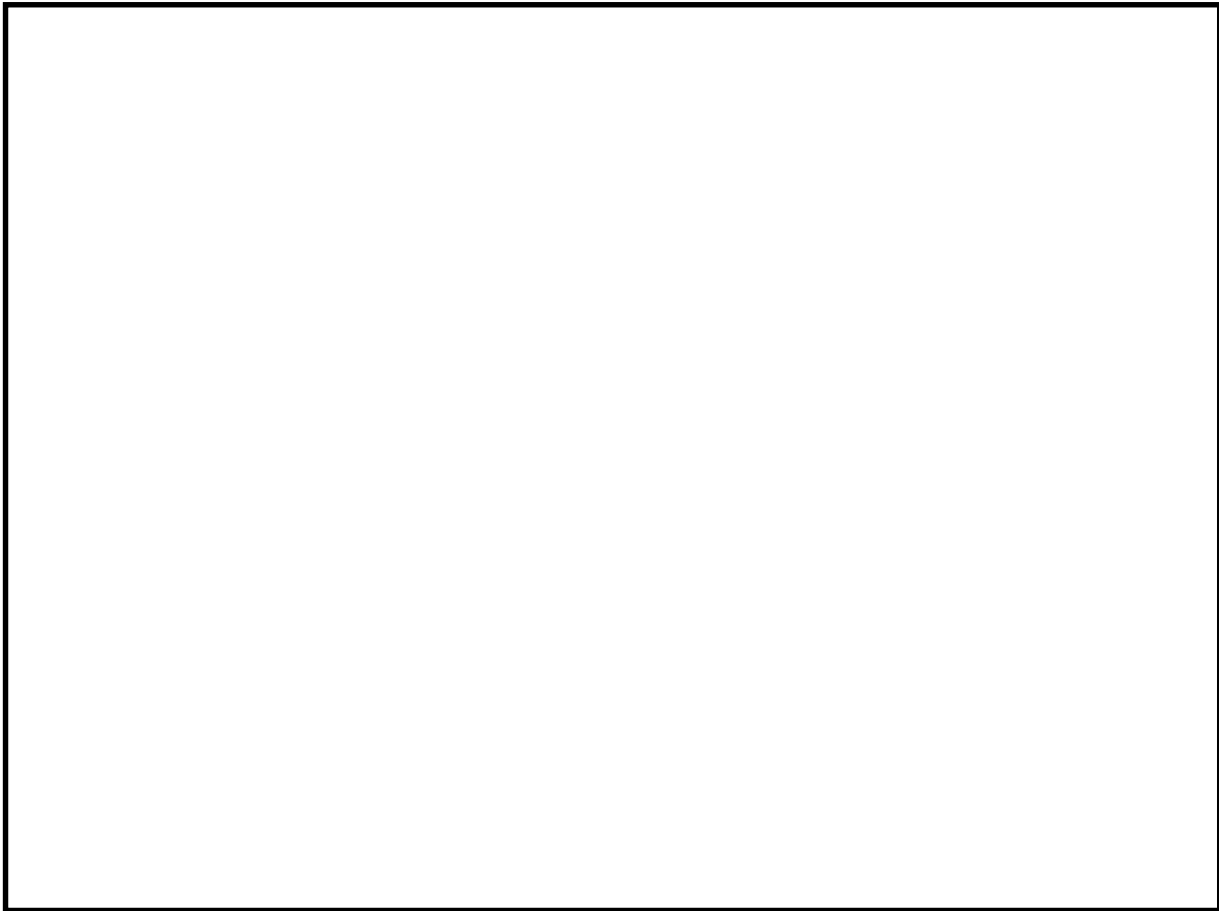


第 1 図 原子炉建屋屋上から放出した時の有効高さ (推定値) について





第 2 図 東海第二発電所配置図



第 3 図 敦賀発電所配置図



補足 2 気象条件における中央値について

事故時の大気拡散評価に係る気象条件は、気象指針に基づき整理しており、これを参考に次式(相対濃度の場合)により風下方位が陸側の全ての方位を対象に現実的な気象条件として中央値を求めた。

$$\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \cdot \delta_i$$

ここで、

$\chi/Q$  : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)

T : 実効放出継続時間 (h)

$(\chi/Q)_i$  : 時刻 i における相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)

$\delta_i$  : 時刻 i において風向が陸に向う方位にあるとき  $\delta_i = 1$

時刻 i において風向が海に向う方位にあると

き  $\delta_i = 0$

相対濃度及び相対線量の試算値(地上放出, 実効放出継続時間 1 時間)を従来  
の 97%相当値と比較して第 2 表に示す。相対濃度, 相対線量とも中央値は従来  
値の約 1/2 となる。

第 2 表 相対濃度及び相対線量の試算値

	相対濃度 (s/m <sup>3</sup> )	相対線量 (Gy/Bq)
従来値(97%相当値)	約 2.9×10 <sup>-5</sup>	約 4.0×10 <sup>-19</sup>
試算値(中央値)	約 1.6×10 <sup>-5</sup>	約 2.3×10 <sup>-19</sup>



## 補足 3 長期土壌汚染の主原因となる放射性セシウム等による影響

(遠距離地点への影響)

格納容器フィルタベント系は広域の地表汚染を防止するために設置するものであり、風下距離で 5km, 10km, 20km, 30km 地点での放出高さの影響を検討する。また、参考として非居住区域境界外での影響を確認した。

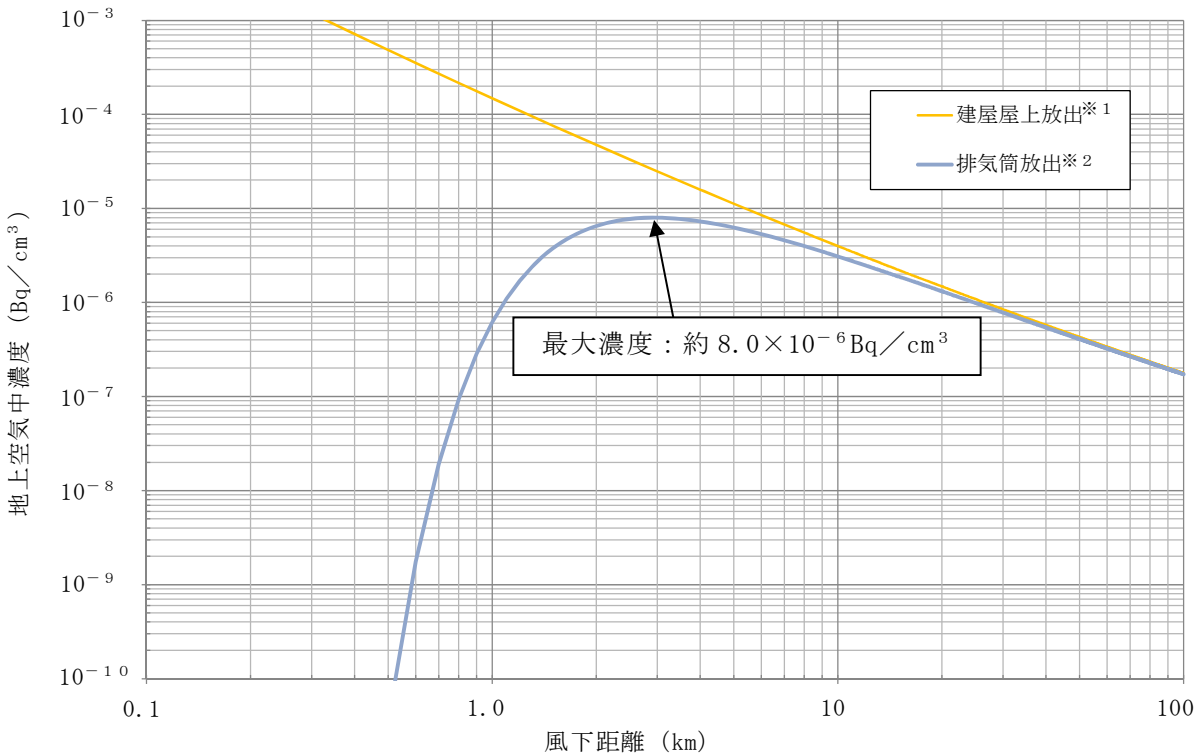
土壌汚染は大気中に拡散した放射性セシウム等が地表に沈着することによって生じることから、地上空気中濃度に依存する。このため、放出高さを排気筒と仮定した場合と原子炉建屋屋上の場合の上記の地点における地上空気中濃度を比較して第 3 表に示す。また、風下距離による地上空気中濃度の変化を第 4 図に示す。ここで、放出高さは排気筒放出の場合は東海第二発電所の風洞実験で風向毎に求めた値の平均値 (105m)、原子炉建屋屋上放出の場合は地上 (0m) とし、大気安定度は中立、風速は  $1\text{m/s}$ 、放出率は  $1\text{Bq/s}$  とした。地上空気中濃度は、原子炉建屋屋上放出の場合には排気筒放出の場合に比べ、風下距離 5km では約 1.7 倍、10km では約 1.3 倍、20km では約 1.2 倍、30km では約 1.1 倍であり、風下距離とともにその差は小さくなる。

なお、格納容器フィルタベント系での放射性物質の低減効果（粒子状物質で  $1/1000$ ）を考慮すれば、土壌汚染抑制の観点からは原子炉建屋屋上放出と排気筒放出では大差はないと考える。



第 3 表 遠距離地点の地上空气中濃度の比較

風下距離	建屋屋上 (Bq/cm <sup>3</sup> )	排気筒 (Bq/cm <sup>3</sup> )	備 考 (屋上：排気筒)
5km	約 1.1×10 <sup>-5</sup>	約 6.3×10 <sup>-6</sup>	1.7：1
10km	約 4.0×10 <sup>-6</sup>	約 3.1×10 <sup>-6</sup>	1.3：1
20km	約 1.5×10 <sup>-6</sup>	約 1.3×10 <sup>-6</sup>	1.2：1
30km	約 8.4×10 <sup>-7</sup>	約 7.8×10 <sup>-7</sup>	1.1：1



第 4 図 風下距離による地上空气中濃度の変化

※1 放出点からNW方向の非居住区域境界は 600m

※2 放出点からW方向の非居住区域境界は 530m



#### 補足 4 AREDESを用いた放出高さの違いによる影響評価

##### a. AREDESについて

放出高さの違いによる拡散効果への影響について、3次元移流拡散評価コードである緊急時環境影響評価システム（以下「AREDES」という。）を用いて評価を行った。AREDESには、東海第二発電所周辺の地形データが入力されており、地形の形状を考慮した大気拡散評価が可能である。AREDESにより、単位放出量当たりの拡散係数（相対濃度（ $x/Q$ ）及び相対線量（ $D/Q$ ））を評価し、放出高さの違いによる拡散効果への影響を評価した。

##### b. AREDESへの入力条件について

東海第二発電所における放出高さの違いによる拡散効果の影響を確認するために、原子炉建屋屋上（フィルタベント系排気口）及び排気筒の2つの放出高さを設定した。

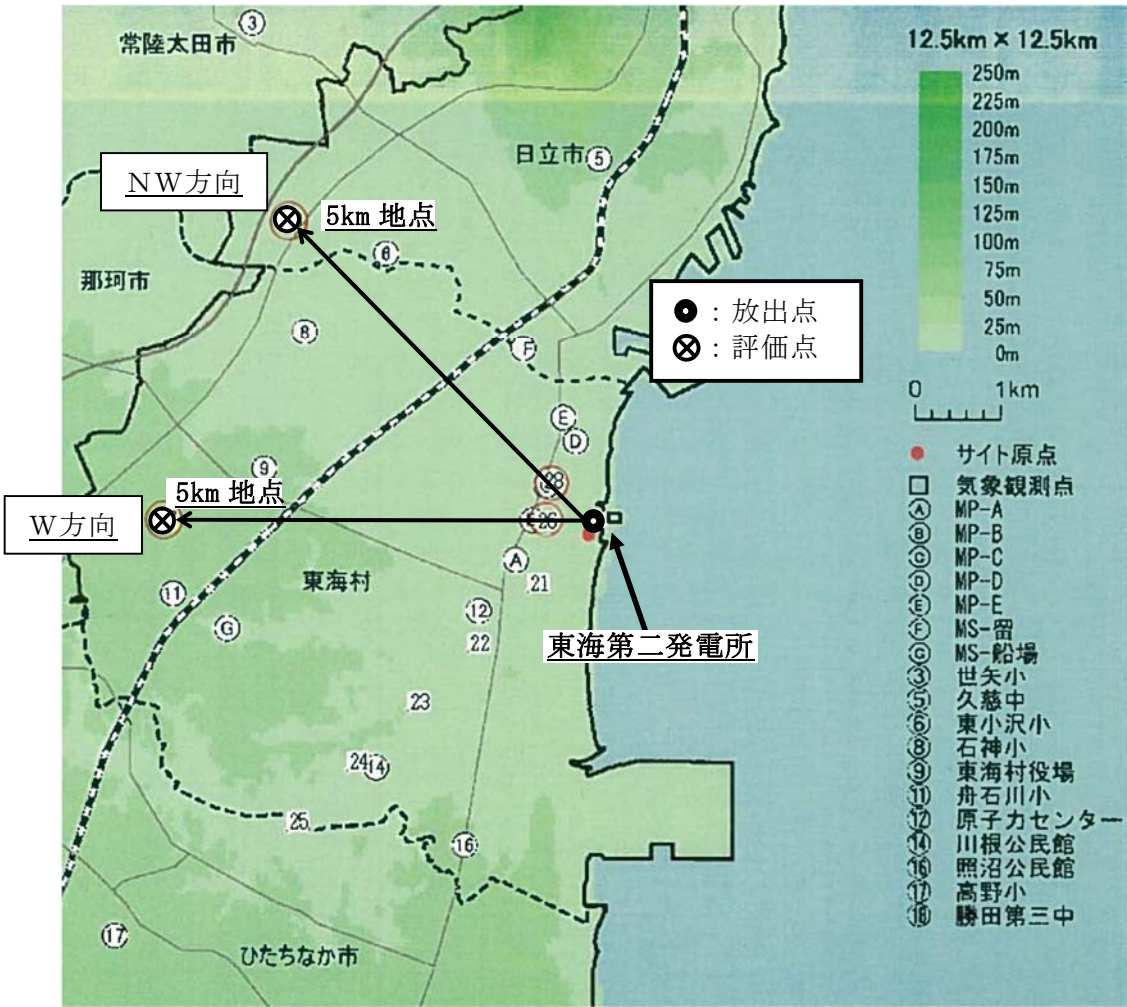
拡散効果を確認するために、各高度における一定の気象条件（風向、風速、大気安定度）を入力条件として評価を行った。なお、AREDESは地形影響を考慮できるため、放出高さは実際の放出位置を設定した。

主な入力条件を第4表に示す。また、AREDESの評価画面を用いた評価位置を第5図に示す。



第 4 表 AREDES への主な入力条件

項 目	評価条件	備 考
風 速	地上 10m：3.1m/s 地上 81m：5.1m/s 地上 140m：5.4m/s	東海第二発電所構内で観測された各高度の年間（2005 年度）の平均風速から設定
風 向	E 方向、S E 方向	地上放出時，排気筒放出時の主風向を参考に設定
大気安定度	D 型（中立）	東海第二発電所構内で観測された大気安定度のうち、年間（2005 年度）で最も出現頻度の高い大気安定度
放出高さ	屋上放出：地上 57m	格納容器フィルタベント系の放出位置から設定
	排気筒放出：地上 140m	耐圧強化ベント系の放出位置から設定
評価地点	W 方向：5km	放出点から W 方向の遠距離地点（5km）に設定
	NW 方向：5km	放出点から NW 方向の遠距離地点（5km）に設定



第 5 図 AREDES 評価画面を基にした評価位置図



c. A R E D E S による評価結果

A R E D E S によるシミュレーション結果を第 5 表に示す。

気象指針に基づいた評価と同様，遠距離地点においては原子炉建屋屋上放出と排気筒放出の拡散効果の差異が小さく，その差は約 2～3 倍となった。

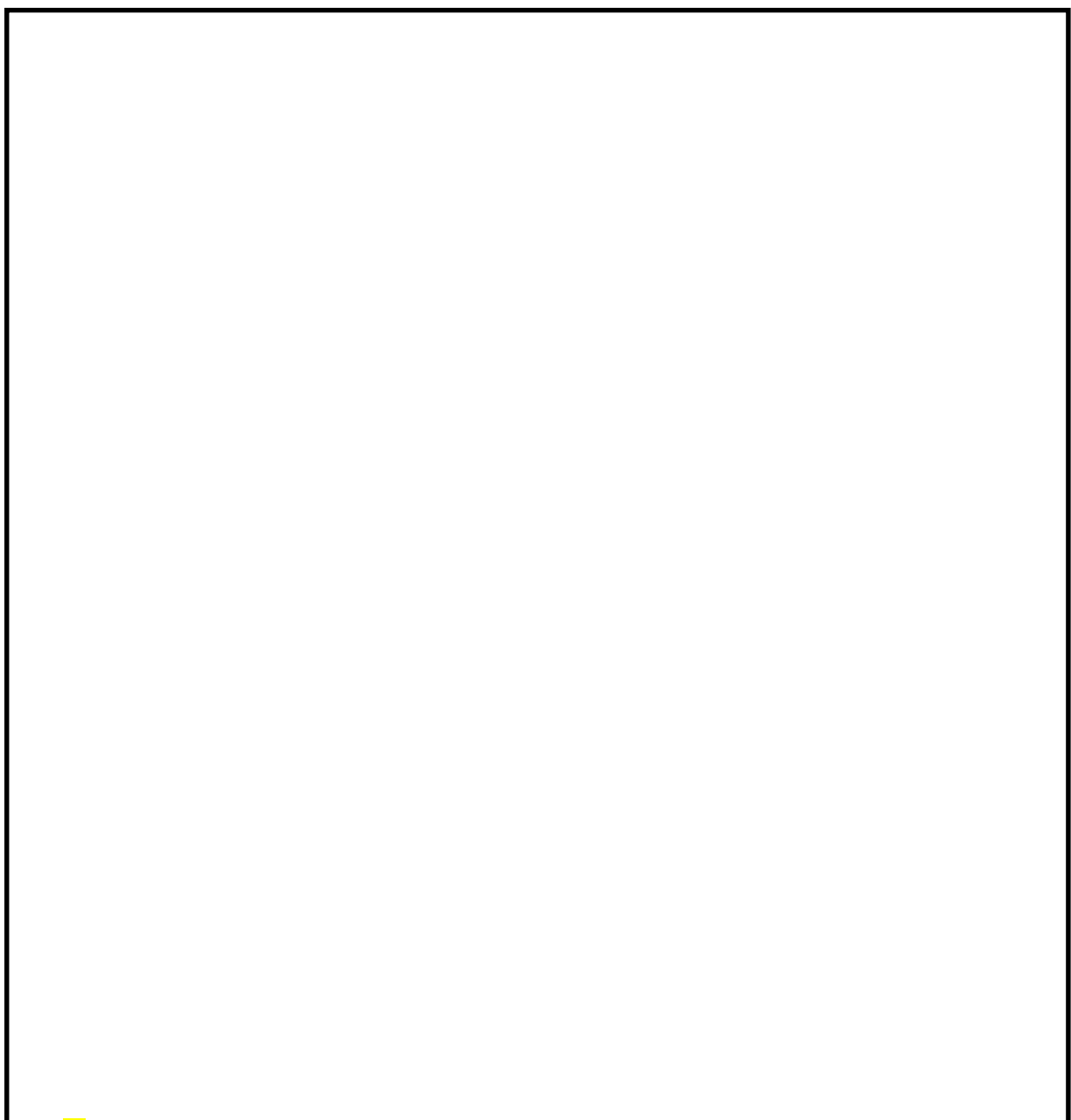
第 5 表 遠距離地点の  $\chi/Q$  及び  $D/Q$  の比較

評価地点	拡散係数	屋上放出 (地上 57m)	排気筒放出 (地上 140m)	屋上：排気筒
W 方位 5km	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	$2.1 \times 10^{-6}$	$9.0 \times 10^{-7}$	2.3 : 1
	$D/Q$ (Gy/Bq)	$9.1 \times 10^{-20}$	$5.6 \times 10^{-20}$	1.6 : 1
N W 方位 5km	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	$1.7 \times 10^{-6}$	$6.4 \times 10^{-7}$	2.7 : 1
	$D/Q$ (Gy/Bq)	$1.0 \times 10^{-19}$	$5.2 \times 10^{-20}$	1.9 : 1



補足 5 格納容器フィルタベント系放出位置と排気筒放出位置の位置関係  
について

耐圧強化ベント系による格納容器ベントは、排気筒に支持される非常用ガス処理系排気筒より排気筒高さで放出される。格納容器フィルタベント系の排気を原子炉建屋屋上からの放出とすれば、耐圧強化ベント系の放出箇所と位置的分散を図ることが可能である。第 6 図に各系統の放出配管の配置を示す。



第 6 図 格納容器フィルタベント系放出位置と排気筒放出位置の位置関係図



### スクラビング水の pH について

スクラビング水は、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（pH7 以上）に維持する必要があるが、重大事故等発生時においては、格納容器内のケーブルから放射線分解、熱分解等により塩化水素（HCl）等の酸として放出され、ベント実施により格納容器からフィルタ装置（スクラビング水）に移行するため、pH が低下する可能性がある。

これに対して、スクラビング水は、待機時における重大事故等時に発生する可能背がある酸の量に対して十分な塩基量を確保することにより、ベント実施中のpH監視を実施することなく、確実にアルカリ性の状態を維持することとしている。

なお、スクラビング水のpHについては、pH計を設置し、pHがアルカリ性の状態となっていることを適宜確認する。

#### (1) 格納容器内の酸性物質及び塩基性物質

重大事故等時に格納容器内において発生する酸性物質と塩基性物質については、NUREG/CR-5950において検討が実施されており、その発生源として燃料（核分裂生成物）、原子炉水、サプレッション・プール水溶存窒素、格納容器内塩素含有被覆材ケーブル、格納容器下部コンクリートが掲げられている。これに加え、格納容器内の塗料についても成分元素に窒素が含まれており、酸として硝酸、塩基としてアンモニア等の発生源となる可能性がある。主な酸性物質、塩基性物質を発生源毎に第1表に示す。



第1表 主な酸性物質と塩基性物質

発生源	酸性物質	塩基性物質	備考
燃料（核分裂生成物）	よう化水素（HI）	水酸化セシウム（CsOH）等	
原子炉水	—	五ほう酸ナトリウム（ $\text{Na}_2\text{B}_{10}\text{O}_{16}$ ）	ほう酸水注入系によりほう酸水を原子炉へ注入した場合
サプレッション・プール 水溶存窒素	硝酸（ $\text{HNO}_3$ ）	—	
格納容器内塩素含有 被覆材ケーブル	塩化水素（HCl）	—	
格納容器下部 コンクリート （熔融炉心落下時）	二酸化炭素（ $\text{CO}_2$ ）	—	
格納容器内塗料	硝酸（ $\text{HNO}_3$ ）	アンモニア（ $\text{NH}_3$ ）	

これらのうち、酸性物質が発生することが知られているサプレッション・プール水溶存窒素の放射線の照射により発生する硝酸、原子炉圧力容器が破損した場合にMCCIにより発生する二酸化炭素に加え、pHへの寄与が大きいと考えられる塩素含有被覆材ケーブルの放射線分解及び熱分解により発生する塩化水素、スクラビング水中で分解する際に塩基を消費する[ ]が、スクラビング水の塩基量を評価する上で重要であることから、以下では、これらの発生量を評価することとする。

a. 格納容器内ケーブルの被覆材の放射線分解による酸の発生量

格納容器内の塩素含有被覆材ケーブルについて、放射線分解により発生する塩化水素量をNUREG/CR-5950の放射線分解モデルに基づき評価した。なお、ケーブル量については、実機調査を行った（参考）。

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）（循環冷却を使用しない場合）」において、ベント時（事象発生から約19時間後）には[ ]mol、7日後には[ ]mol、60日後には[ ]



molの酸性物質が格納容器内で生成されると評価した。

b. 格納容器内電気ケーブルの被覆材の熱分解による酸の発生量

熱分解については、原子炉圧力容器損傷前の格納容器内環境(200℃以下)ではケーブルからの塩酸の発生はほとんどないことから、炉心損傷などによるデブリ接近によりケーブル温度が著しく上昇した場合を想定した酸性物質の放出量を評価した。

ここでは、格納容器ペDESTAL内に配置された塩素を含有するケーブルの被覆材から塩化水素が放出されると仮定し、ペDESTAL内ケーブルの塩酸含有量 kgの全量が放出されるものとして、 molの酸が発生すると評価した。

c. サプレッション・プール水での放射線分解による硝酸の発生量

重大事故等時において、サプレッション・プール水中ではサプレッション・プール水溶存窒素の放射線の照射によって硝酸が生成される。その生成量は、サプレッション・プール水の積算吸収線量から硝酸の生成量进行评估した結果、硝酸の量はベント時(事象発生から約19時間後)には mol, 7日後には mol, 60日後には molとなる。

d. MCC Iにより発生する二酸化炭素の発生量

MCC I 対策としてコリウムシールドを設置するため、原子炉圧力容器が破損した場合でも熔融炉心によるコンクリート浸食は発生しないものの、保守的にコリウムシールドがない条件で、約30cmのコンクリート浸食を見込み評価する。

MCC Iにより発生する二酸化炭素の一部は、熔融炉心に含まれる金属



元素によって一酸化炭素に還元されるが、MC C I を想定した評価(約30cm 侵食) から、全て二酸化炭素が発生するものとして評価した結果、発生量は  mol となる。

二酸化炭素は塩化水素ほど溶解度が大きくないため、フィルタ装置内では全量がスクラビング水に溶解することではなく、また弱酸のため、酸性物質としてスクラビング水に与える影響は小さいと考えるが、本評価では保守的にスクラビング水のpHに影響を与える酸性物質として評価する。

e. 無機よう素の捕集により消費される塩基の量

ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量を以下のとおり設定した。

- ・ 事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

BWR プラントにおける代表炉心を対象とした平衡炉心末期を想定し、ORIGEN2 コードより計算した結果、 とする。

- ・ 格納容器への放出割合

NUREG-1465 に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を 61% とする。

- ・ 格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195 に基づき、よう化セシウム 5%、無機よう素 91%、有機よう素 4% とする。

以上より、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素(分子量 253.8g/mol)の量は  となる。

(1) 式に示すとおり、無機よう素はベンチュリスクラバにて薬剤



[ ] ) との反応により捕集される。

[ ] . . . . (1)

この反応によって消費される塩基の量は [ ] mol となる。また、消費される [ ] の量は [ ] mol 消費される。

f. [ ] の分解により消費される塩基の量

スクラビング水に含まれる [ ] は、酸素が存在する場合、水酸化物イオンと下記の反応により分解することが知られており、分解される [ ] の量は、スクラビング水の積算吸収線量の増加に伴って増加する。

ここでは、スクラビング水の積算吸収線量によらず、また、上述のe項で算出した消費される [ ] の量を見込まず、スクラビング水に含まれる [ ] 全量が分解したとして、塩基の消費量を評価した結果、 [ ] の分解により消費される塩基の量は [ ] mol となる。

## (2) フィルタ装置への酸性物質の移行量

(1) 項で生成した酸性物質は、ほとんどが液相に溶解してサプレッション・プールに移行し、ベント時にはサプレッション・プールに残留してフィルタ



装置には移行しない可能性もあるが、保守的に全量が移行するとして評価する。スクラビング水の消費される塩基の量は、以下のとおりとなる。

【事象発生7日後での塩基の消費量 (  mol) 】

- ・ ケーブルの放射線分解の塩化水素で消費される塩基の量  mol
- ・ ケーブルの熱分解の塩化水素で消費される塩基の量  mol
- ・ S / P 水から発生する硝酸で消費される塩基の量  mol
- ・ M C C I で発生する二酸化炭素で消費される塩基の量  mol
- ・ 無機よう素の捕集により消費される塩基の量  mol
- ・  の分解により消費される塩基  mol

【事象発生60日後での塩基の消費量 (  mol) 】

- ・ ケーブルの放射線分解の塩化水素で消費される塩基の量  mol
- ・ ケーブルの熱分解の塩化水素で消費される塩基の量  mol
- ・ S / P 水から発生する硝酸で消費される塩基の量  mol
- ・ M C C I で発生する二酸化炭素で消費される塩基の量  mol
- ・ 無機よう素の捕集により消費される塩基の量  mol
- ・  の分解により消費される塩基  mol

### (3) スクラビング水のpH評価結果

フィルタ装置は無機よう素 ( $I_2$ ) を捕集及び保持するものであるため、2ヶ月でよう素が十分減衰することを考慮し、スクラビング水には保守的に設定した60日後の酸性物質の移行量 (  mol) を考慮する。

消費される  mol の塩基に相当する  の濃度は、待機時最低水位 (約35t) 時に  wt% となることから、これに余裕を考慮して、スクラビング水の  濃度は、待機時最低水位  時に  wt% とする。



[ ]

この場合、初期のpHは[ ] 60日後のスクラビング水のpHは[ ]であり、スクラビング水はアルカリ性の状態を維持できる。なお、電気ケーブルに含まれる酸性物質の総量（[ ]mol）が全て分解し、フィルタ装置に移行した場合であっても60日後の酸性物質移行量は[ ]molであり、待機時にスクラビング水に含まれる[ ]の量は十分である。この場合、スクラビング水のpHは[ ]となる。

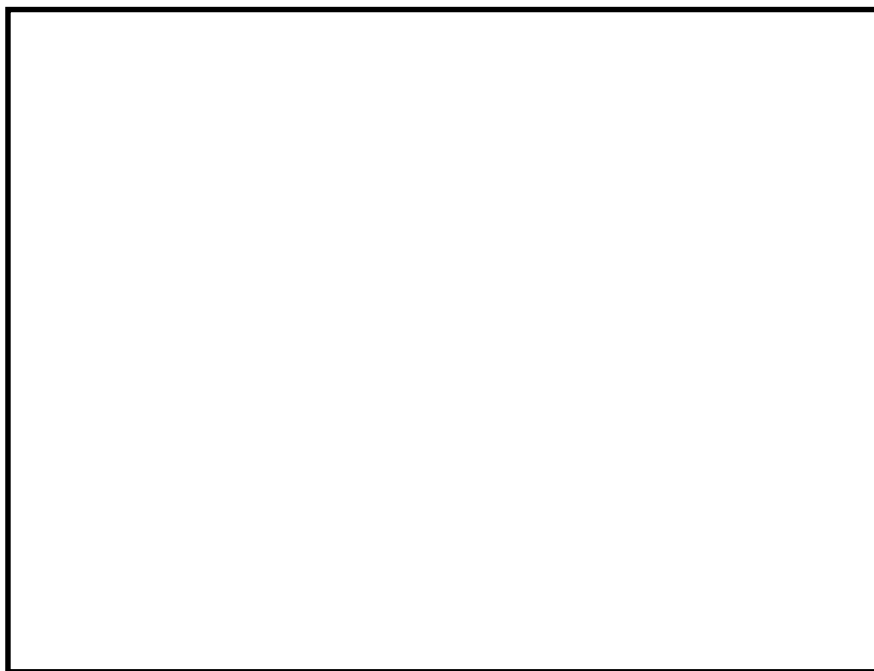

#### (4) 薬液の劣化・濃度均一性

フィルタ装置スクラビング水に添加する[ ]の水系の相平衡については、「Cmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928」より、第1図のとおり示されている。第1図より、フィルタ装置スクラビング水の添加濃度である[ ]では、水温が0℃以上であれば相変化は起こらない（つまり析出することはない）ことがわかる。フィルタ装置は格納槽の地下埋設部に設置することとしており、スクラビング水は0℃以上となる。よって、フィルタ装置待機中に[ ]が析出することはない。

また、[ ]は非常に安定な化学種であり、フィルタ装置待機中、フィルタ装置はラプチャディスク及び隔離弁により外界と隔離され、窒素雰囲気になされることから、フィルタ装置待機中において、薬液が変質することはない。

また、フィルタ装置を使用すると、ベンチュリノズルから噴射されるベントガスによりバブリングされ、[ ]は均一に拡散されと考えられる。



第1図  の水系相平衡図

(5) スクラビング水の管理について

(3)に記載したとおり,スクラビング水は待機時に十分な薬剤の量を確保しておくことで,ベントを実施した際に格納容器から酸が移行した場合においても,スクラビング水はpH7以上を維持できる。以上を踏まえ,スクラビング水の管理について以下に示す。

a. 系統待機時の管理

- ・スクラビング水が通常水位の範囲内であることを確認する。
- ・定期点検時にサンプリングにより,水質が管理基準内であることを確認する。

b. ベント中の管理

- ・スクラビング水の水位を監視し,水位低に至る場合においては,水を補給する。
- ・ベント実施後の長期において,捕集した無機よう素が保持され,再揮発していないことを確認するため,pH計にてスクラビング水のpH測定



を適宜実施し、pH7以上の維持されていることを確認する。

c. ベント停止後（隔離弁閉止後）

- ・ベント停止後においても、捕集した無機よう素が保持され、再揮発していないことを確認するため、pH計にてスクラビング水のpH測定を適宜実施し、pH7以上に維持されていることを確認する。

スクラビング水のpH計については、重大事故等時に適用可能であることが確認されたものを採用する。

<参考図書>

1. NUREG/CR-5950 “Iodine Evolution and pH Control”, Dec.1992
2. NUREG/CR-5564 “Core-Concrete Interactions Using Molten UO<sub>2</sub> With Zirconium on A Basaltic Basement”, Apr.1992



(参考) 東海第二発電所 格納容器内ケーブル量調査

pH低下に寄与する支配的な物質とされるケーブルに含有される塩化水素量を評価するため、格納容器内のケーブル量を建設記録および工事記録により調査を行った。

格納容器内のケーブル量調査フロー

①建設記録よりケーブル量を調査・集計

(線種，サイズ毎に本数と長さを集計)



②工事記録におけるケーブル取替，敷設実績を調査・反映



③格納容器ペデスタル内に限定したケーブル量の調査・集計

(ペデスタル内に接続されるケーブルの全長を保守的に集計)



④ケーブル被覆材毎に表面積，塩化水素含有量を算出

(今後の設備更新等を想定し，保守的に算出)

以上により集計した格納容器内のケーブル量調査結果を表 1 に示す。



表 1 格納容器内のケーブル量調査結果

用 途	ケーブル仕様	シース表面積 ( $\text{m}^2$ )	酸の量 (mol)



用 途	ケーブル仕様	シース表面積 ( $\text{m}^2$ )	酸の量 (mol)



計装設備が計測不能になった場合の推定方法，監視場所について

## (1) 計装設備の個数の考え方について

格納容器フィルタベント系の機能監視を行うのに必要なパラメータについては，計器を多重化する設計としている。

多重化対象の監視パラメータは以下のとおりである。

- ・フィルタ装置水位
- ・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）

## (2) 計測不能となった場合の推定方法について

格納容器フィルタベント系の計装設備は，計器の故障等により計測ができない場合においても代替パラメータによる推定が可能である。各主要パラメータに対する代替パラメータ及び代替パラメータによる推定方法を表 1 に，計装設備概略構成図を図 1 に示す。

## (3) 計装設備の監視場所の考え方について

格納容器フィルタベント系の計装設備は，中央制御室において集中監視を行う設計としている。また，中央制御室の運転員を介さず，事故状態を把握できるよう緊急時対策所においても監視可能とする。なお，フィルタ装置水位とフィルタ装置圧力は，スクラビング水の補給・移送操作及び窒素置換操作時に現場でも確認できるように，現場計器も設置する計画である。



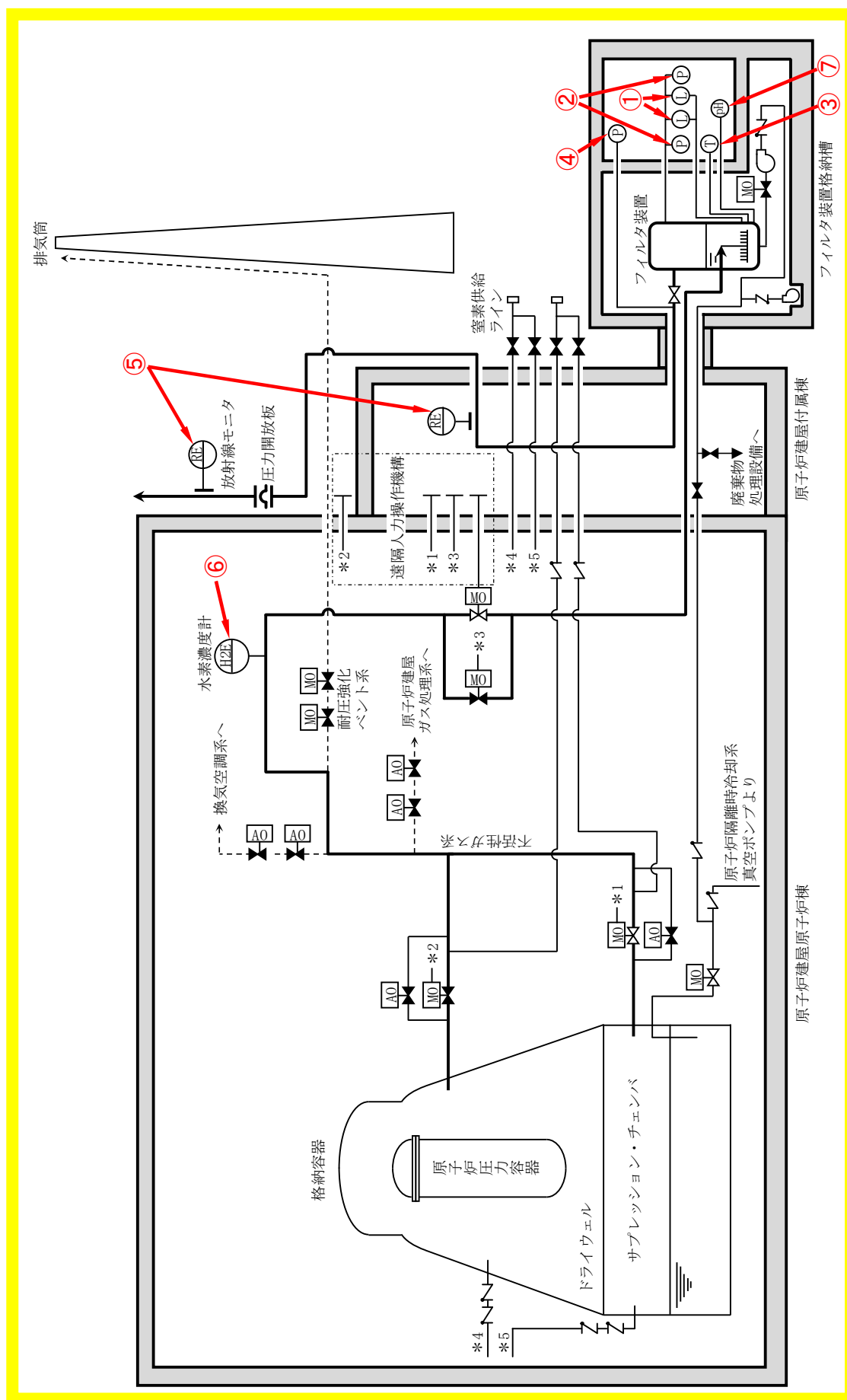
表 1 格納容器フィルタベント系計装設備の代替パラメータによる推定方法

主要パラメータ	個数	監視場所	計測範囲	監視目的	代替パラメータ	代替パラメータによる推定方法
①フィルタ装置水位	2	中央制御室， 緊急時対策所	180～5,500mm	フィルタ装置性能維持のための水位監視	①フィルタ装置水位	①フィルタ装置水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのフィルタ装置水位により計測する。
	1※3	現場			—※4	—※4
②フィルタ装置圧力	1	中央制御室， 緊急時対策所	0～1.0MPa [gage]	系統運転中に格納容器雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることの確認	①フィルタ装置スクラビング水温度	①容器内は飽和状態であるため、スクラビング水温度からフィルタ装置圧力を推定する。
	1※3	現場			—※4	—※4
③フィルタ装置スクラビング水温度	1※1	中央制御室， 緊急時対策所	0～300℃	フィルタ装置の温度監視	①フィルタ装置スクラビング水温度（予備側検出素子使用） ②フィルタ装置圧力	①常用側検出素子が故障した場合は、予備側検出素子により計測する。 ②容器内は飽和状態であるため、フィルタ装置圧力からスクラビング水温度を推定する。
④フィルタ装置排気ライン圧力※3	1	中央制御室， 緊急時対策所	0～100kPa [gage]	系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認	—※4	—※4
⑤フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	2	中央制御室， 緊急時対策所	10 <sup>-2</sup> ～10 <sup>5</sup> Sv/h 10 <sup>-3</sup> ～10 <sup>-4</sup> mSv/h	系統運転中に放出される放射性物質濃度の確認	①フィルタ装置出口放射線モニタ※2	①フィルタ装置出口放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのフィルタ装置出口放射線モニタにより計測する。
	1	中央制御室， 緊急時対策所			②モニタリング・ポスト又は可搬型モニタリング・ポスト	②フィルタ装置出口の放射能は系統外に放出されるため、モニタリング・ポスト又は可搬型モニタリング・ポストの指示値から放射線量を推定する。
⑥フィルタ装置入口水素濃度	2	中央制御室， 緊急時対策所	0～100vol%	事故収束時の系統内の水素濃度の確認	①フィルタ装置入口水素濃度	①フィルタ装置入口水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのフィルタ装置入口水素濃度により計測する。
⑦フィルタ装置スクラビング水 pH ※3	1	中央制御室， 緊急時対策所	pH0～14	フィルタ装置性能維持のための pH 監視	—※4	—※4

※1：温度検出器の検出素子は2重化（ダブルエレメント）している。 ※2：フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）のみ他チャンネルにより計測する。

※3：自主対策設備 ※4：自主対策設備のため代替パラメータによる推定は除く。





## 図1 格納容器ファルタベント系計装設備略構成図



ステンレス構造材，膨張黒鉛パッキンの妥当性について

フィルタ装置や入口配管等のスクラビング水の接液部については，内部に保有しているスクラビング水の通常状態での性状（高アルカリ性）と重大事故時に放出される放射性物質を捕集・保持すること（汚染水の貯蔵）を考慮して，耐食性に優れたステンレス鋼を材料として選定している。

第 1 表にスクラビング水接液部の材質について記載する。

第 1 表 スクラビング水接液部の材質

部位		材質
バウンダリ	容器	SUS316L
	入口配管接液部	SUS316LTP
	接続配管	SUS316LTP （計装配管，ドレン配管，給水配管）
内部構造物	多孔板，支持部材等	SUS316L
	ベンチュリノズル	
	金属フィルタ	ドレン配管：SUS316LTP
その他	よう素除去部	枠材：SUS316L
	ガスケット類	膨張黒鉛系シール材

スクラビング水はpH の強アルカリ性であることから，各材料については，全面腐食，局部腐食（孔食，すきま腐食）及び応力腐食割れが想定されるため，これらについて検討する。

(1) ステンレス鋼の腐食評価

a．全面腐食

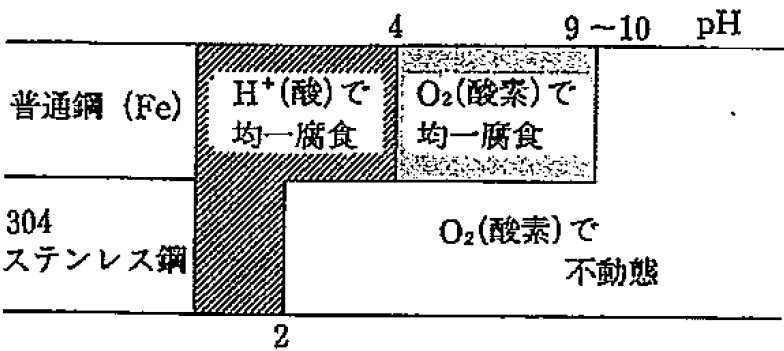
全面腐食は，金属表面の全面にわたってほぼ同一の速度で浸食が進む腐食形態である。SUS304 は第 1 図に示すとおり，pH2 以上で不動態化するため，強アルカリ環境では，全面腐食に対する耐性がある（参考図書 1）。

系統待機時は pH で水質が維持されることから，不動態化が保てる



こととなる。

同じオーステナイト系ステンレス鋼である SUS316L 等の適用材料についても同様の傾向を示すことから，全面腐食の発生は考え難い。



第1図 大気中酸素に接する水中環境におけるSUS304の腐食形態と pH の関係



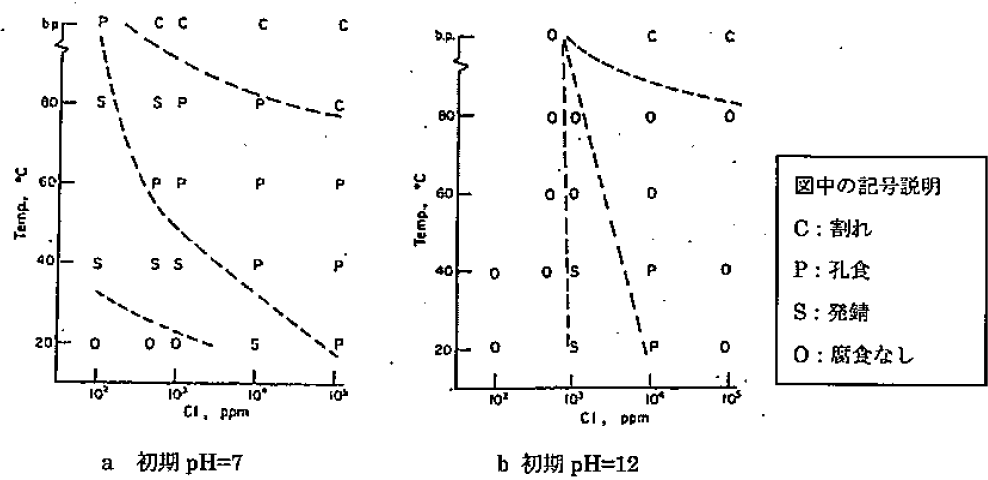
b. 孔食

孔食は、ステンレス鋼のように表面に生成する不動態化膜によって耐食性が保たれている金属において、塩化物イオン等の影響で不動態化膜の一部が破壊され、その部分において局部的に腐食が進行する腐食形態である。

第2図に SUS304 の塩化物イオン濃度と温度が腐食形態に及ぼす影響を示す（参考図書 2）。孔食発生の領域は pH7 と比べ pH12 のほうが狭く、アルカリ環境になるほど孔食発生のリスクは低減する。

同じオーステナイト系ステンレス鋼である SUS316L 等の適用材料についても同様の傾向を示すものと評価する。

なお、系統待機時は pH  であり、塩化物イオンの濃度も十分低いと考えられるので、孔食は発生しないものと考えられる。



第 2 図 304 ステンレス鋼の pH7 及び pH12 の塩化物イオン濃度と温度が腐食形態に及ぼす影響

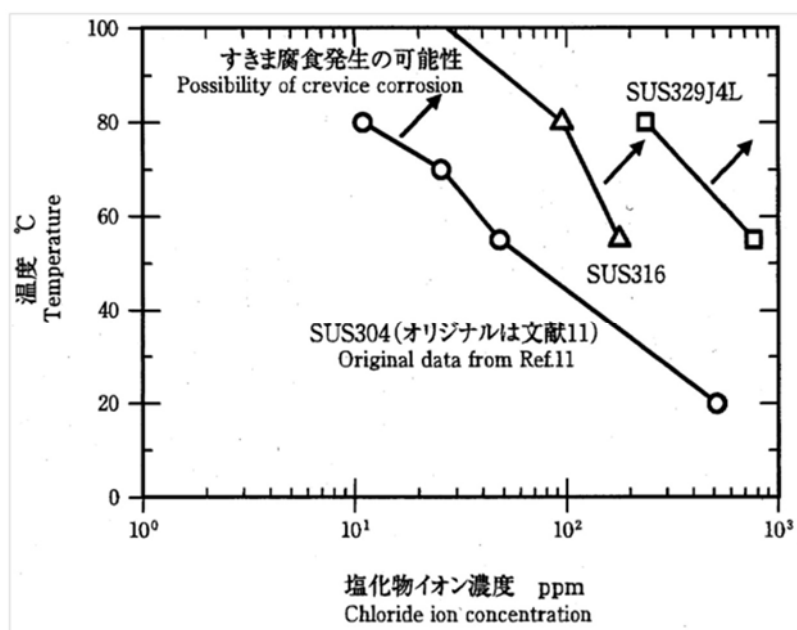


## c. すきま腐食

すきま腐食は，ステンレス鋼表面の異物付着，構造上のすきま部分において進行する腐食形態であり，その成長過程は孔食と類似している。第 3 図に SUS304 と SUS316 の中性環境におけるすきま腐食発生に対する塩化物イオン濃度と温度の影響を示す（参考図書 3）。

SUS304 及び SUS316 のいずれも塩化物イオン濃度が低い中性環境では，すきま腐食の発生の可能性は低い。前述のとおりアルカリ環境では中性環境より孔食の発生リスクが低いことから，同様な成長過程のすきま腐食についても発生の可能性が低減されるものと考えられる。

同じオーステナイト系ステンレス鋼である SUS316L 等の適用材料についても同様の傾向を示すものと評価する。



第 3 図 SUS304 と SUS316 の中性環境におけるすきま腐食に対する  
塩化物イオン濃度と温度の影響



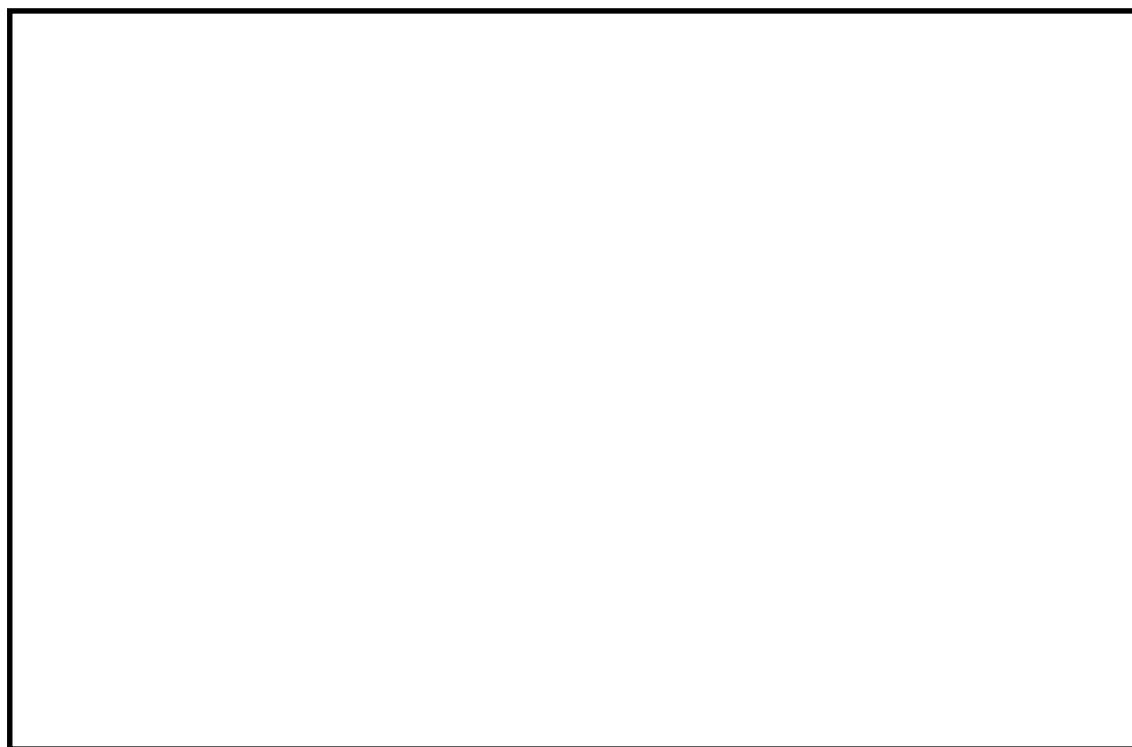
## d. 応力腐食割れ

応力腐食割れ（以下、SCC という）は、腐食性の環境におかれた金属材料に引張応力が作用して生ずる割れであり、材料、応力、環境の三要因が重畳した場合に発生する。以下にアルカリ環境及び [ ] 環境における SCC 発生に関する評価結果を示す。

## ・アルカリ環境におけるSCC

第 4 図に SUS304, SUS316 の [ ] 濃度に対する SCC 発生限界を示す（参考図書 4）。フィルタ装置の使用環境は、 [ ] となる。また、ベント時でスクラビング水が最低水位となった場合の [ ] となる。いずれの場合においても SCC の発生領域から外れており問題のないことがわかる。

使用する材料である SUS316L や [ ] 等については、耐 SCC 性に優れた材料であることから、さらに信頼性が高いものと評価する。



第 4 図 SUS304, SUS316 の [ ] 溶液中の耐食性



・ [ ] 環境下における SCC

第 5 図に [ ] 水溶液中の SUS304 の低ひずみ速度試験 (SSRT) の結果を示す (参考図書 5)。この試験は室温 (23℃) において、 [ ] の水溶液中で行った試験であり、鋭敏化していない試験片については、SCC の発生が認められなかったことを示している。実機の [ ] 濃度も同等であり、SUS316L や [ ] 等については鋭敏化し難く、耐 SCC 性に優れた材料であることから、より信頼性が高いものと評価する。



第 5 図 [ ] 水溶液中における 304 ステンレス鋼の SSRT 結果

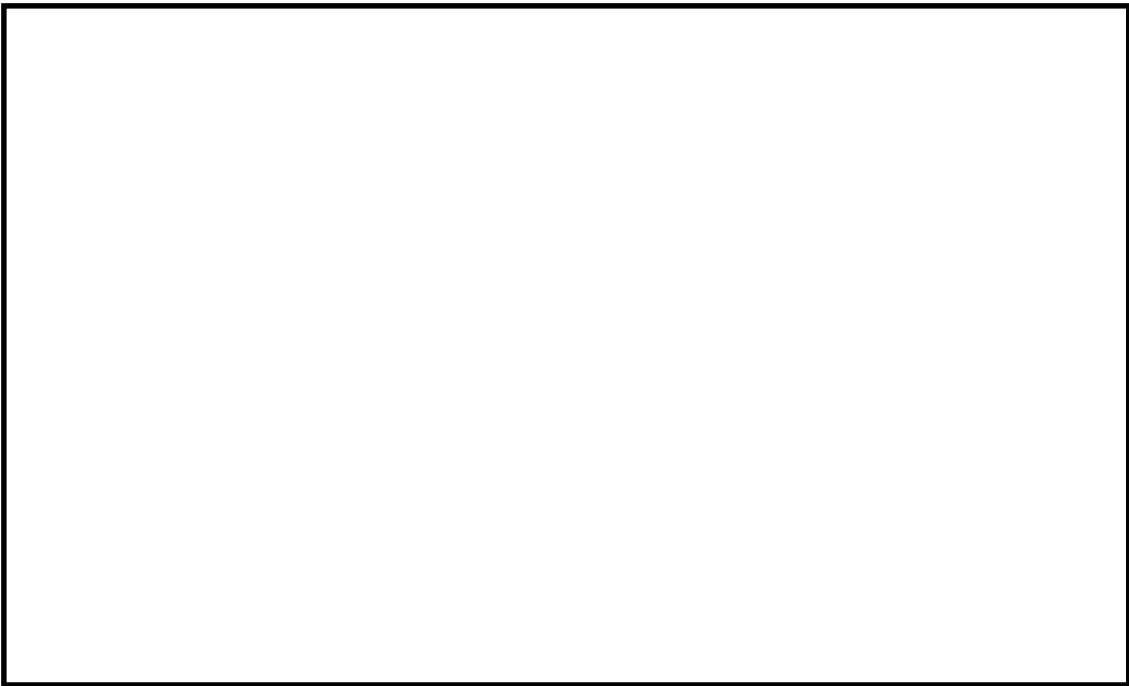


(2) ベンチュリノズルの耐エロージョン性

a . JAVA PLUS 試験時に使用したベンチュリノズルの確認



第 6 図に示すとおり,



第 6 図 ベンチュリノズル内面観察部位

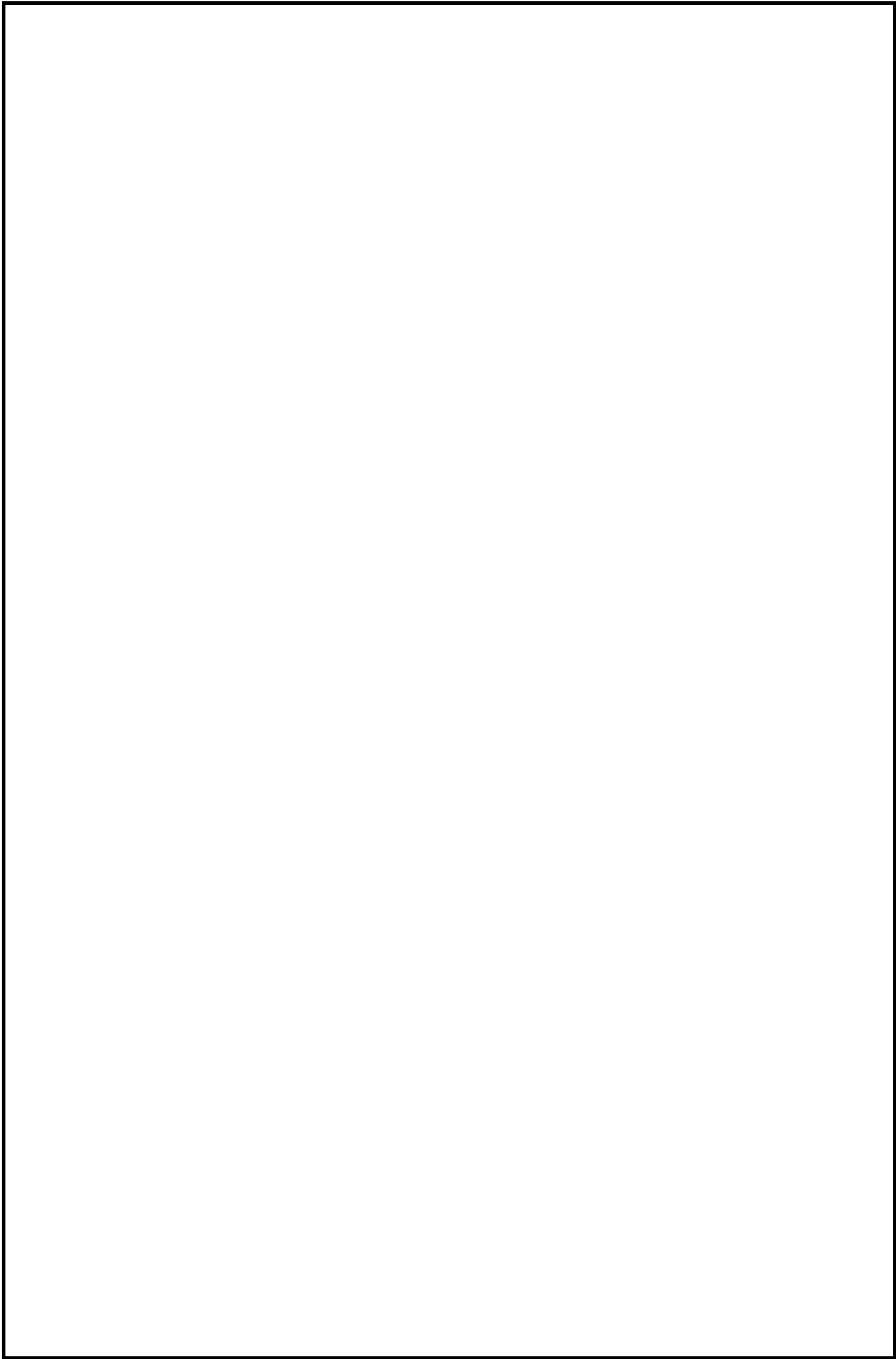


第 7 図及び第 8 図に

液滴衝撃エロージョンは蒸気とともに加速されるなどして高速となった液滴が、配管等の壁面に衝突したときに、局部的に大きな衝撃力を発生させ、それにより配管等の表面の酸化膜や母材が浸食される現象である。液滴衝撃エロージョンは非常に進展の速い減肉の一種であることから、発生ポテンシャルがあれば、第 7 図及び第 8 図に示す

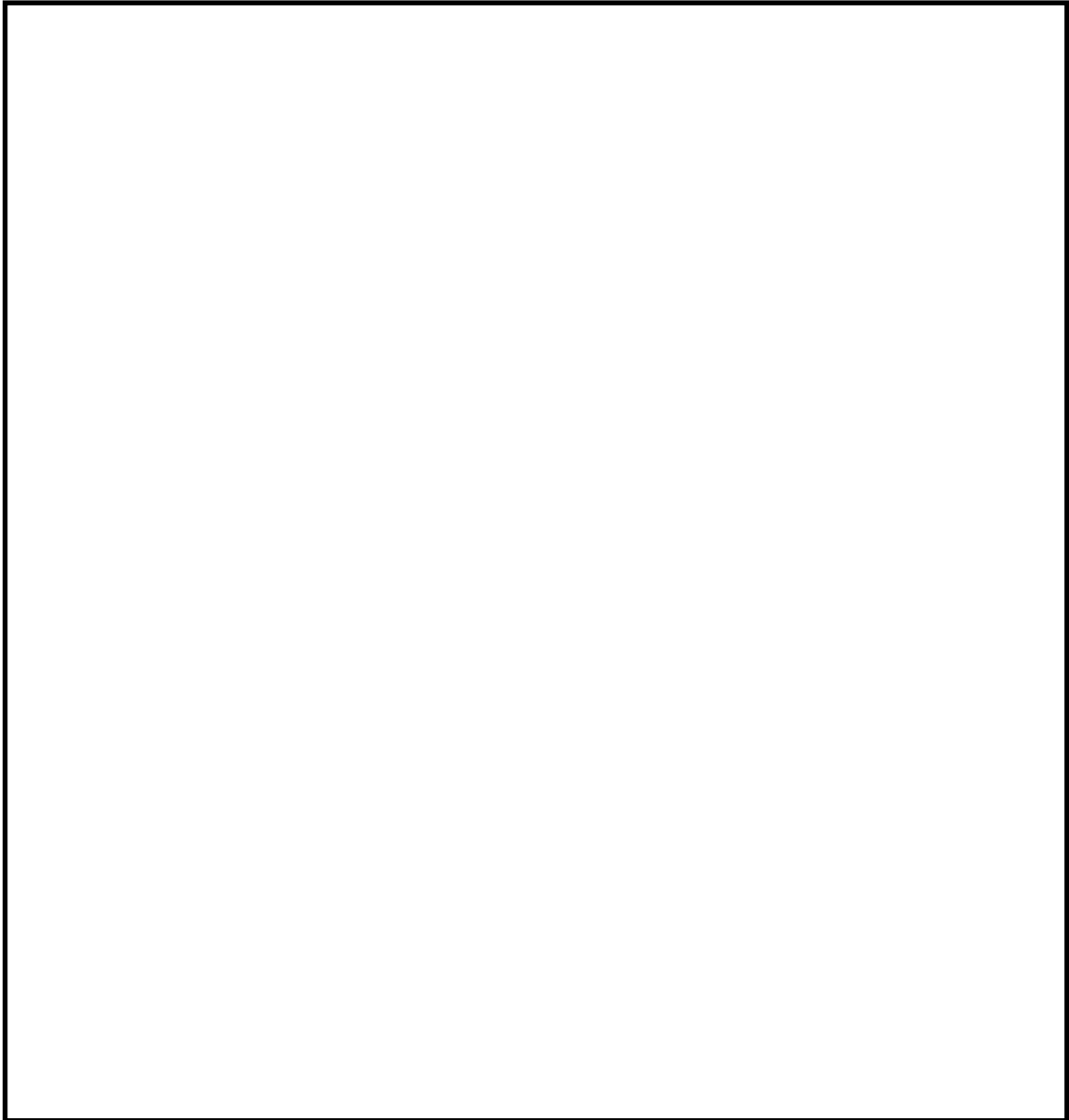
ものと考えられる。したがって、ベンチュリノズルは液滴衝撃エロージョンを含むベント時の環境に対して十分な耐性があると考ええる。





第 7 図 ベンチュリノズル内面 SEM 観察結果 (1/2)





第 8 図 ベンチュリノズル内面 SEM 観察結果 (2/2)

b. ベントガス流速におけるエロージョン発生の評価

(a) 評価部位

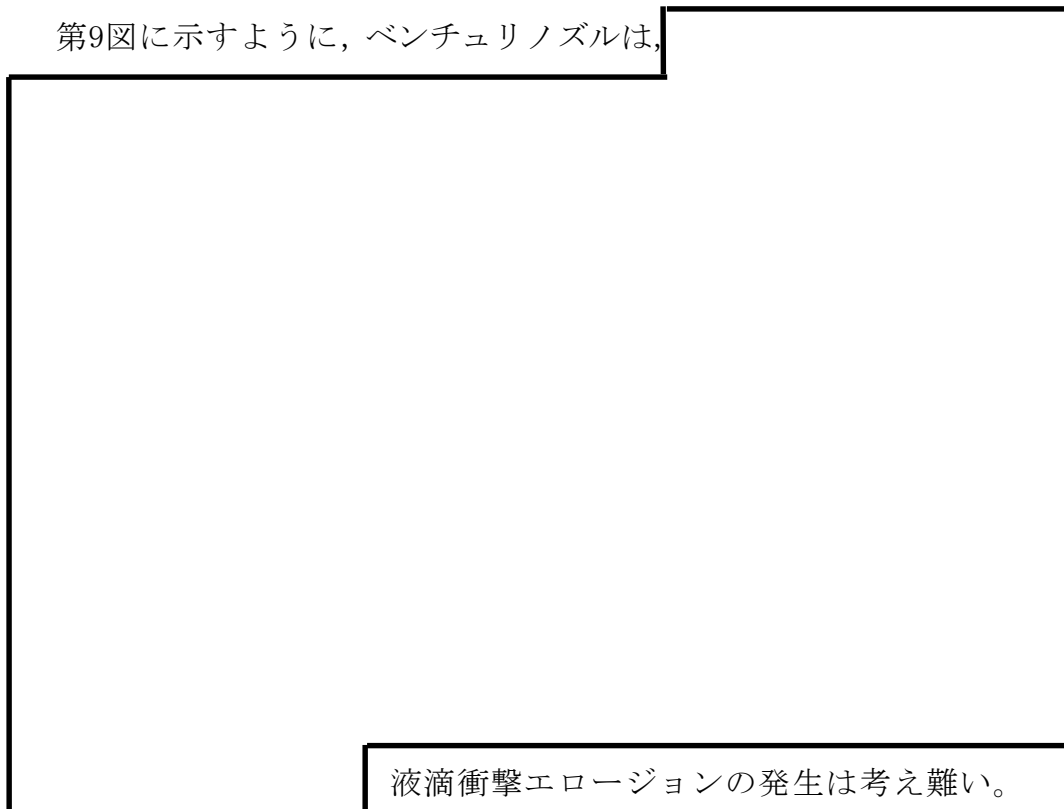
ベンチュリノズルのように高速で流体が流れる部位の減肉モードとしては，流れ加速型腐食及び液滴衝撃エロージョンが対象となるが，





液滴衝撃エロージョンは、高速の液滴が壁面に衝突し、発生する衝撃力によって壁面が局所的に減肉する現象であり、ある一定の衝突速度以上の場合において、液滴の衝撃速度が速いほど、また、衝突角度が90度に近いほど減肉が発生しやすい。

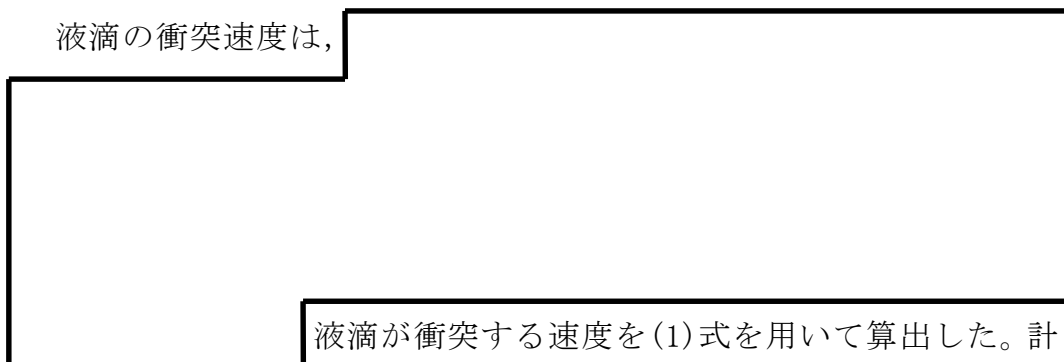
第9図に示すように、ベンチュリノズルは、



液滴衝撃エロージョンの発生は考え難い。

(b) 液滴の衝突速度

液滴の衝突速度は、



液滴が衝突する速度を(1)式を用いて算出した。計

算に用いるベンチュリノズル部におけるガス流速は、流速が速いほど液滴衝撃エロージョンが発生しやすいことから、東海第二発電所の運転範囲における最大値である  とした。



[ ] . . . (1)

ここで、



計算の結果、[ ]  
[ ] に衝  
突する液滴の速度は [ ] となる。

(c) 評価結果

[ ] に衝突する液滴の速度 [ ] は、「発電設備規格 配管減肉管理に関する規格(2005年度版)(増訂版)JSME S CA1-2005」によるステンレス鋼のエロージョン限界流速である70m/sを下回っていることから、東海第二発電所のベント時の運転範囲において、液滴衝撃エロージョンは発生しないものと考えられる。





第9図 ベンチュリノズル内のガスの流路について

### (3) 膨張黒鉛パッキンの評価

格納容器フィルタベント系に使用する弁等には，耐漏えい性確保のため，使用環境（温度，圧力，放射線量，高アルカリ環境）を考慮して膨張黒鉛系のパッキン，ガスケットを使用する。

膨張黒鉛は，天然黒鉛の優れた耐熱性や耐薬品性を維持しつつ，シート状に形成することで柔軟性，弾性を有した材料で，パッキン，ガスケットの材料として幅広く使用されている。パッキン類は系統の設計条件である，最高使用圧力2Pd，最高使用温度200℃について満足する仕様のものを使用する。

また，メーカーの試験実績より  の照射に対しても機械的性質に変化はみられないことが確認されており，無機物であることから十分な耐放射線性も有し，アルカリ溶液にも耐性があり，100%の  に対しても適用可能である。



劣化については、黒鉛の特性として、400℃以上の高温で酸素雰囲気下では酸化劣化が進むため、パッキンが痩せる（黒鉛が減少する）ことでシール機能が低下することが知られているが、格納容器フィルタベント系を使用する環境は200℃以下であることから、酸化劣化の懸念はない。

したがって、膨張黒鉛パッキンは系統待機時、ベント時のいずれの環境においても信頼性があるものと評価する。

#### <参考図書>

1. 腐食・防食ハンドブック，腐食防食協会編，平成12年2月
2. J.E.Truman, “The Influence of chloride content, pH and temperature of test solution on the occurrence of cracking with austenitic stainless steel”, Corrosion Science, 1977
3. 宮坂松甫: 荏原時報, 腐食防食講座－海水ポンプの腐食と対策技術(第5報), No. 224, 2009年
4. ステンレス鋼便覧 第3版 ステンレス協会編
5. 電力中央研究所報告, 研究報告: 280057, “チオ硫酸ナトリウム水溶液中におけるSUS304ステンレス鋼のSCC挙動” 財団法人電力中央研究所 エネルギー・環境技術研究所, 昭和56年10月
6. 発電用設備規格 配管減肉管理に関する規格(2005年度版)(増訂版) JSME S CA1-2005



### エアロゾルの粒径分布が除去性能に与える影響について

JAVA 試験における試験用エアロゾルの粒径は, JAVA 試験装置からエアロゾルをサンプリングし,  で観察することにより, 粒径分布を測定している。過酷事故解析コード (MAAP コード) より得られる粒径について, JAVA 試験において得られたエアロゾルの粒径との比較検証を行い, 想定される粒径分布の全域を包絡できていることを確認することで, 重大事故時に想定されるエアロゾルの粒径分布においても, JAVA 試験と同様の除去性能 (DF1,000 以上) が適用可能であることを確認した。

#### (1) JAVA 試験におけるエアロゾルの粒径分布

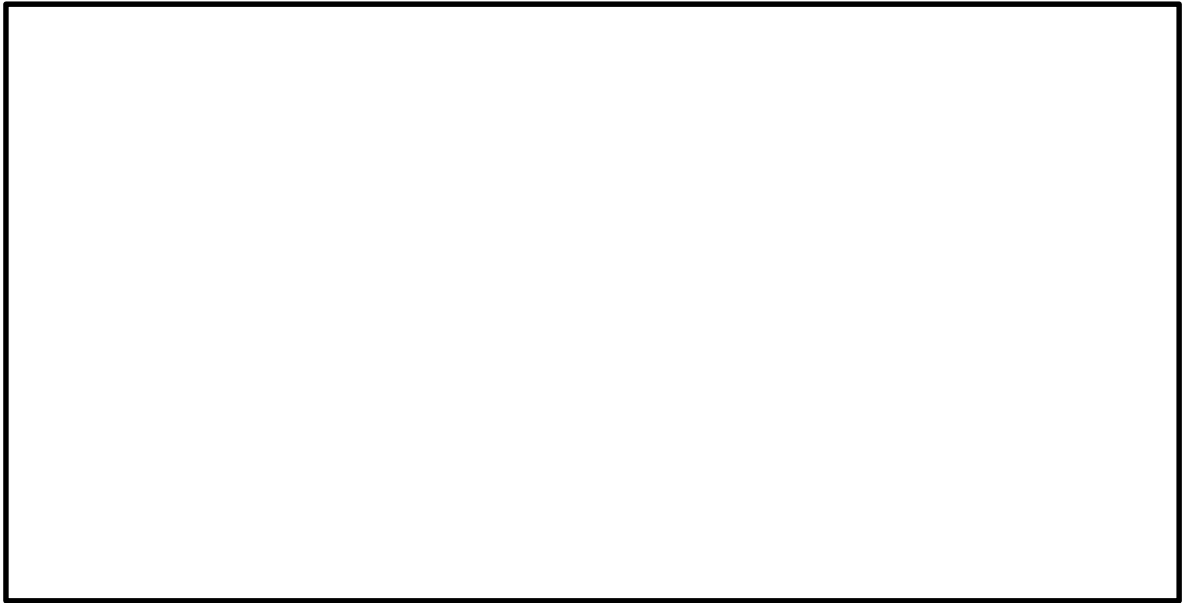
JAVA 試験においては, エアロゾルの除去性能を評価するため,   
 を試験用エアロゾルとして用いている。それぞれの試験用エアロゾルの質量中央径 (以下, 「MMD」という。) を以下に示す。



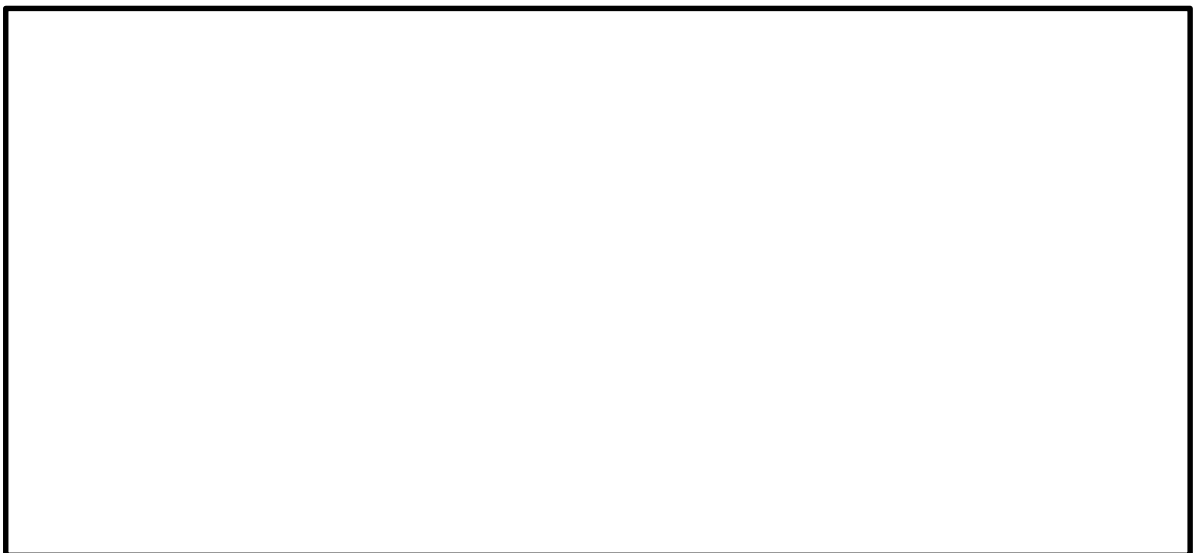
これらの試験用エアロゾルの粒径分布は  を使用した測定を行っており, ベンチュリスクラバ上流側より採取したガスを粒径測定用フィルタに通過させ, 粒径測定用フィルタ表面の粒子を  エアロゾルの量及び粒径を確認している。

JAVA 試験装置のサンプリングラインを第 1 図に, サンプルガスの取出し部分の概要を第 2 図に示す。





第 1 図 JAVA 試験装置サンプリングライン



第 2 図 サンプルガスの取出し部分概要図

(2) 重大事故時に想定される粒径分布

重大事故時におけるエアロゾルの粒径分布は MAAP コードによる解析にて得ることができる。エアロゾルの粒径分布は凝集効果及び沈着効果の自然現象に加えて、格納容器スプレイ効果やサブレッション・プールのスクラビン

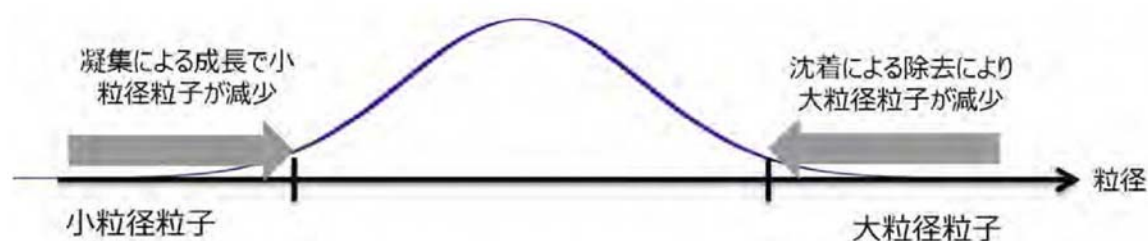


グ効果によって、粒径分布の幅が限定される。MAAP コードではこれらの効果を考慮してエアロゾルの粒径分布を評価している。

#### a. 粒径分布の収束効果

##### 1) 凝集効果と沈着効果

エアロゾルの粒径分布は、凝集効果及び沈着効果によりある粒径を中心に持つような分布が形成される（参考図書 1）。第 3 図に、エアロゾル分布形成のイメージを示す。また、以下に凝集効果及び沈着効果の内容を示す。



第 3 図 エアロゾル分布形成のイメージ

##### (a) 凝集による成長

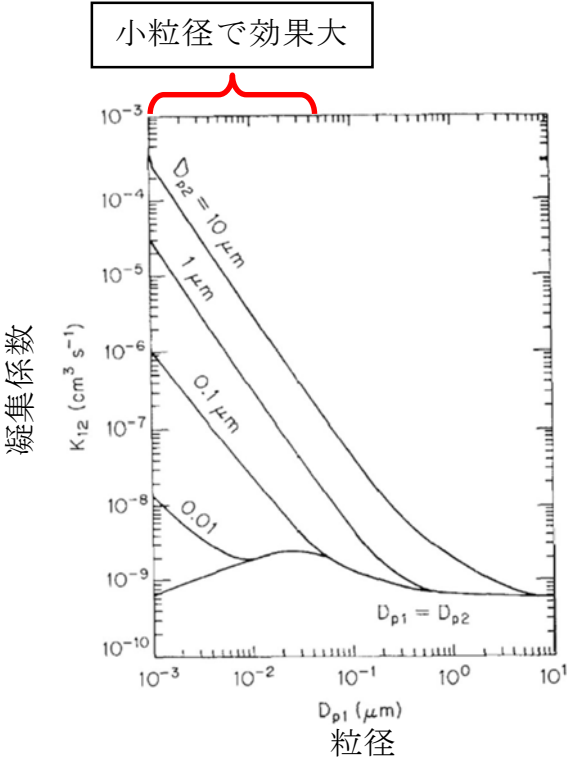
小粒径のランダムな運動（ブラウン運動：Brownian Diffusion）により、他の粒子と衝突し凝集することでより大きな粒子へと成長する。小粒径の粒子は、特に大粒径の粒子と衝突し凝集する傾向が見られる。凝集効果の例を第 4 図に示す。

第 3 図の横軸は粒径 ( $D_{p1}$ ) で、縦軸ブラウン運動による凝集係数を示しており、この値が大きい場合に凝集効果が大きくなる。凝集係数は凝集する相手の粒子径 ( $D_{p2}$ ) により変化するため、 $D_{p2}$  を変化させた場合の凝集係数として複数の曲線が示されている。相手の粒径による差はあるものの、小粒径の場合に効果が大きいことがわかる。



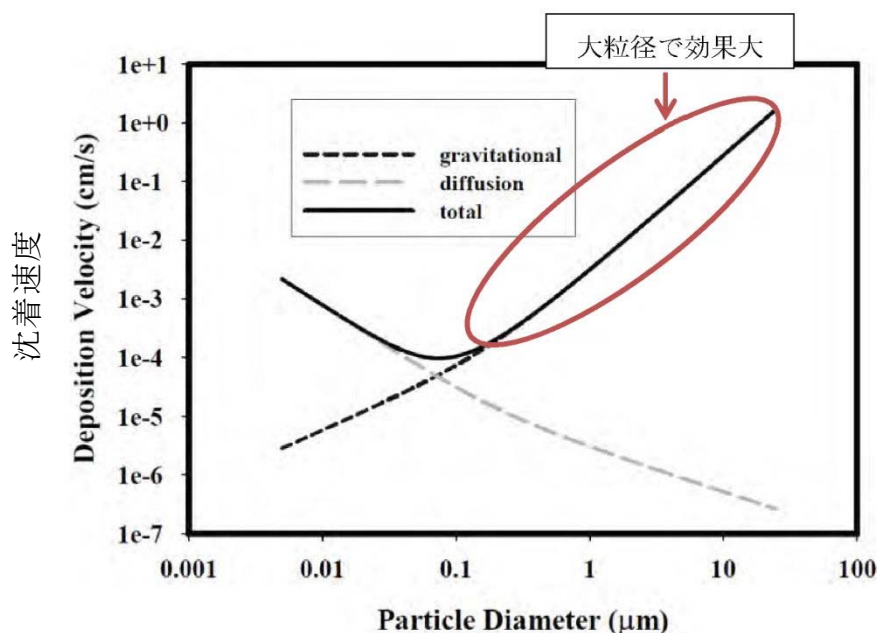
(b) 沈着による除去

沈着による除去効果は重量が大きいほど沈着しやすく、床・壁に付着することで減少する傾向が見られる。粒子の密度が一定と仮定した場合には、粒子径が大きいほど沈着効果を期待することができる。沈着効果の例を第 5 図に示す。



第 4 図 凝集効果の例（参考図書 2）





第 5 図 沈着効果の例（参考図書 1）

## 2) 格納容器内のエアロゾル除去機構の影響

格納容器内では，重大事故等対処設備による格納容器スプレイ効果やサプレッション・プールのスクラビング効果によって，エアロゾルが除去される。以下に格納容器スプレイ効果及びサプレッション・プールのスクラビング効果を示す。

## (a) 格納容器スプレイ効果

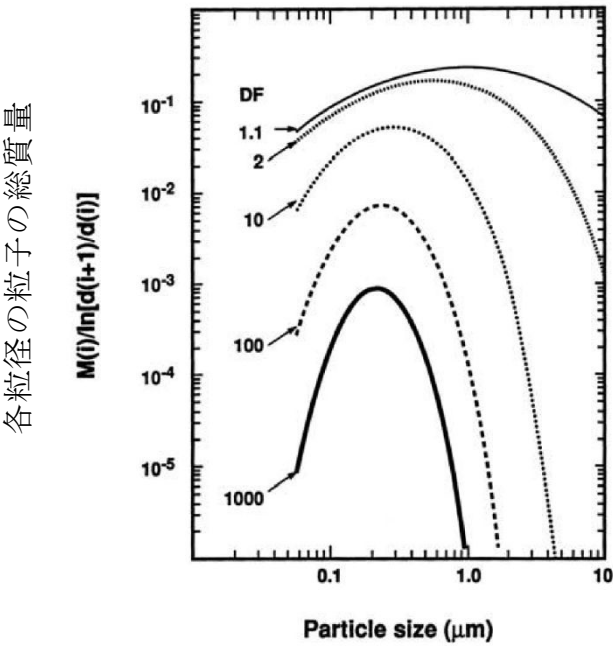
格納容器スプレイでは，水滴が落下する際に，慣性効果，さえぎり効果，拡散効果等の除去メカニズムが働く。

第 6 図に格納容器スプレイを継続することによる格納容器内のエアロゾル粒子の粒子径分布の変化の例を示す。初期の段階（DF：1.1）では，エアロゾル粒子は最大値が約  $1\mu\text{m}$  で幅の広い分布を持っているが，格納容器スプレイを継続し積算の除去効果が大きくなると，大粒径の粒子と小粒径の粒子が効果的に除去され，粒径分布の最大値は小さくなり，また分布の幅も小さくなる傾向が見られる。

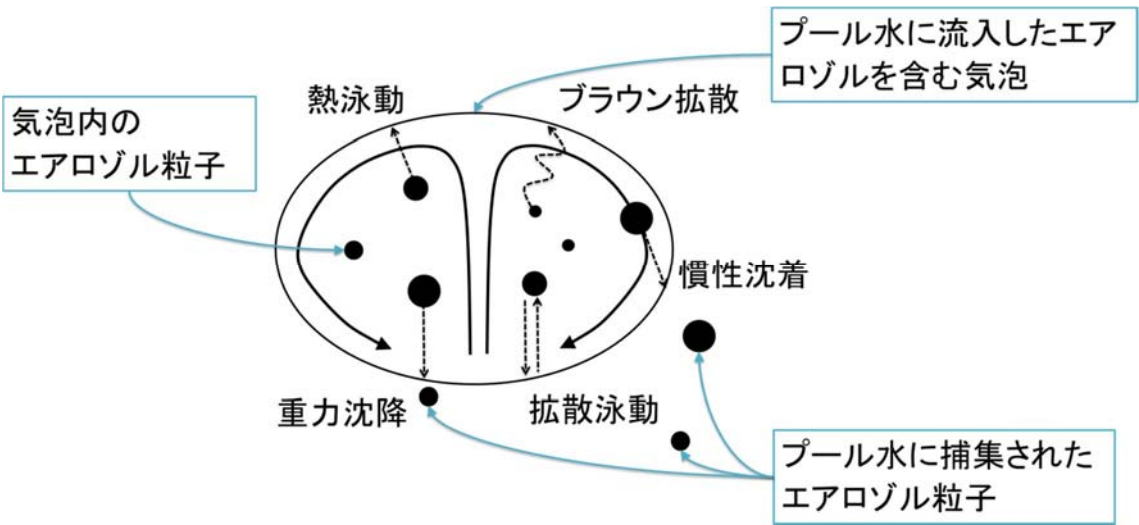


(b) プールスクラビング効果

サプレッション・プールにおけるスクラビングでは、気泡が上昇する間に第 7 図に示すような種々の除去メカニズムが働き、第 8 図の実験結果に示すように、粒径の大きいエアロゾルが効果的に除去される。

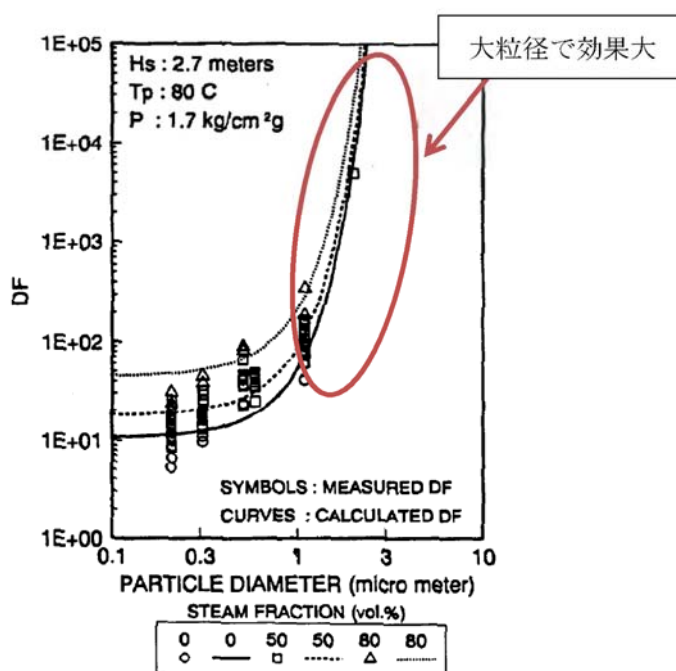


第 6 図 格納容器スプレイを継続することによる格納容器内のエアロゾル粒径分布の変化（参考図書 1）



第 7 図 スクラビング気泡内でのガスの働きとエアロゾル除去メカニズム





第 8 図 プールスクラビングによる除去性能の例（参考図書 3）

### 3) 重大事故時に想定される粒径分布

重大事故時に想定される粒径は、上記 1), 2) に示したエアロゾルの除去効果により主にサブミクロン (0.1 から 1  $\mu\text{m}$  程度) になると考えられる。その代表径として、粒径分布の MMD を 0.5  $\mu\text{m}$  にもつ粒径分布を重大事故時等発生時に想定される粒径分布とした。

#### b. MAAP コードにより得られる粒径分布

有効性評価で用いる MAAP コードより得られるベントの際のエアロゾルは、  $\mu\text{m}$  (MAAP コードで得られた   $\mu\text{m}$  を丸めた値) 程度に質量中央径を持つ分布 (ウェットウェルベント) となることを確認している。また、同じタイミングでドライウェルよりベントした場合、エアロゾルは   $\mu\text{m}$  程度に質量中央径を持つ分布となる。第 1 表にベント位置の違いによる粒径分布を示す。



第 1 表 想定事故シナリオのエアロゾル粒径分布

想定事故シナリオ	ベント 時間 [h]	ベント 位置	質量中央径 (MMD) [μ m]	幾何標準 偏差 σ g [-]	エアロゾル 量 [g]
雰囲気圧力・温度に よる静的負荷（格納 容器過圧・過温破損）	19	W/W		0.32	1
		D/W		0.36	5,000

ドライウェルベントと比較してウェットウェルベントではエアロゾル量が少なくなる。これはウェットウェルベントでは、サプレッション・プールにおけるプールスクラビング効果により、エアロゾルが除去されるためと考えられる。また、ドライウェルベントではウェットウェルベントと比較して MMD が大きくなっているが、エアロゾル量が多いことから、エアロゾル同士の衝突頻度が高くなり、より大きい粒径のエアロゾル粒子が生成されやすくなるためと考えられる。

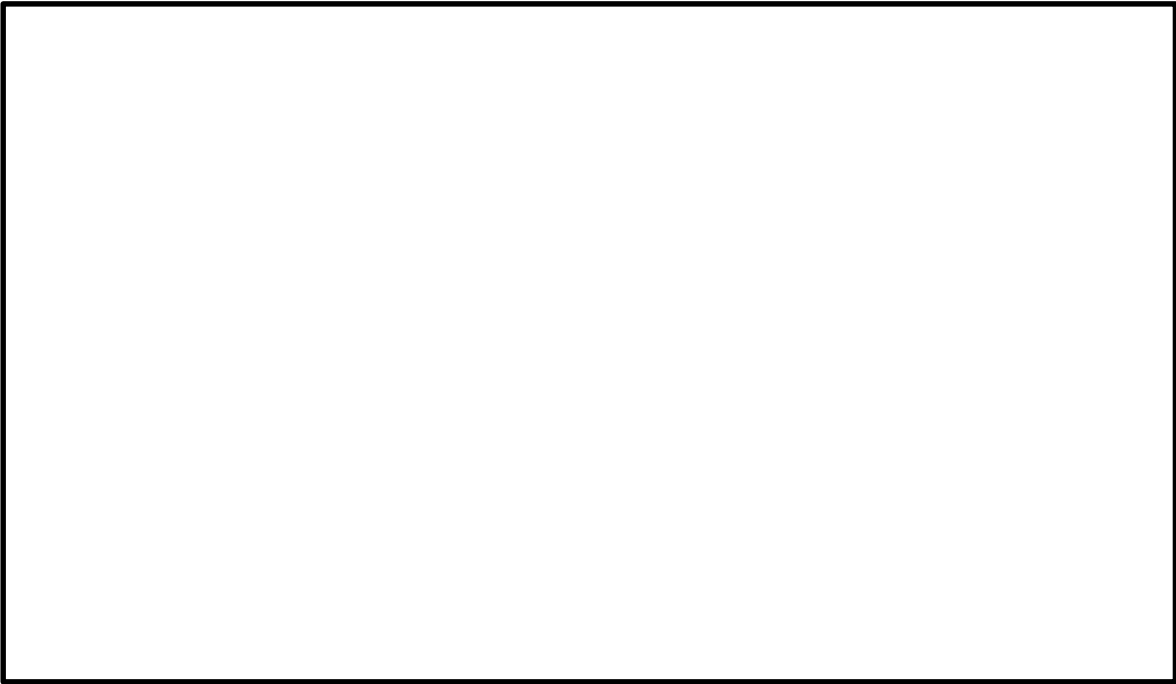
(3) 試験用エアロゾルの粒径分布の妥当性と除去性能

JAVA 試験では、を試験用エアロゾルとしており、様々な粒径分布を持つ。これらの試験用エアロゾルと MAAP コードより想定される粒径分布の比較を第 9 図に示す。

第 9 図に示すとおり、JAVA 試験に使用した試験用エアロゾルの粒径分布は MAAP コードより想定される粒径分布の全域を包絡できていることが確認できることから、これらの試験エアロゾルで試験を行うことで、想定粒径全体の性能を確認することができる。

また、ドライウェルベントでは全体的に粒径が大きくなるが、粒径が大きいほど、慣性衝突効果やさえぎり効果によるエアロゾルの除去効果が見込めるため、より高い DF を期待することができる。





第 9 図 試験用エアロゾルと MAAP コードより想定される粒径分布



< 参考図書 >

1. NEA/CSNI/R(2009)5 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS
2. California Institute of Technology FUNDAMENTALS OF AIR POLLUTION ENGINEERING
3. 22nd DOSE/NRC Nuclear Air Cleaning and Treatment Conference  
Experimental study on Aerosol removal effect by pool scrubbing, Kaneko et al. (TOSHIBA)
4. A Simplified Model of Aerosol Removal by Containment Sprays  
(NUREG/CR-5966)
5. A Simplified Model of Decontamination by BWR Steam Supprssion Pools  
(NUREG/CR-6153 SAND93-2588)
6. Overview of Main Results Concerning the Behaviour of Fission Products and Structural Materials in the Containment (NUCLEAR ENERGY FOR NEW EUROPE 2011)



エアロゾルの密度の変化が慣性衝突効果に与える影響について

AREVA 社製のフィルタ装置は、ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせてエアロゾルを捕集するが、このうちベンチュリスクラバは、慣性衝突効果を利用してエアロゾルを捕集することから、エアロゾルの密度によって、除去効率への影響が表れることが考えられる。しかし、重大事故等時に格納容器に発生するエアロゾルの密度の変化に対して、ベンチュリスクラバの除去効率の関係式（参考図書 1）を用いて除去効率に与える影響を評価した結果、エアロゾルの密度の変化に対する除去効率の変化は小さいと評価できること、また、JAVA 試験で複数の種類のエアロゾルを用いた試験において除去効率に違いが見られていないことから、AREVA 社製のフィルタ装置は重大事故等時に発生するエアロゾルの密度の変化に対して除去効率への影響は小さいと評価できる。

(1) ベンチュリスクラバの除去効率

a. エアロゾル密度と除去効率の関係

ベンチュリスクラバでは、ベンチュリノズルを通過するベントガスとベンチュリノズル内に吸い込んだスクラビング水の液滴の速度差を利用し、慣性衝突効果によってベントガスに含まれるエアロゾルを捕集する。参考図書 1 において、ベンチュリスクラバにおける除去効率は、以下の式によって表される。

$$P_t = \exp\left(-\frac{V^*}{V_g}\right) = \exp\left(-\frac{V^* Q_L}{V_L Q_g}\right) \quad \dots \dots (1)$$

$$V^* = \int_0^T \eta_d |u_d - u_g| A_d dt \quad \dots \dots \dots (2)$$

$$\eta_d = \frac{K^2}{(K+0.7)^2} = \frac{1}{(1+0.7/K)^2} \quad \dots \dots \dots (3)$$

$$K = \frac{2\tau_p |u_d - u_g|}{d_d} = \frac{2C\rho_p d_p^2 |u_d - u_g|}{18\mu d_d} \quad \dots \dots (4)$$

ここで、

$P_t$  : 透過率



$V^*$	: 液滴通過ガス体積	$\tau_p$	: 緩和時間
$V_g$	: ガス体積	$A_d$	: 液滴断面積
$V_L$	: 液滴体積	$K$	: 慣性パラメータ
$Q_g$	: ガス体積流量	$C$	: すべり補正係数
$Q_L$	: 液滴体積流量	$\mu$	: ガス粘性係数
$\eta_d$	: 捕集効率係数	$\rho_p$	: エアロゾル密度
$u_g$	: ガス速度	$d_p$	: エアロゾル粒径
$u_d$	: 液滴速度	$d_d$	: 液滴径

これらから、透過率  $P_t$  (除去係数  $DF$  の逆数) は、慣性パラメータ  $K$  によって決まる捕集効率係数  $\eta_d$  によって影響を受けることが分かる。

(4) 式で表される慣性パラメータ  $K$  は、曲線運動の特徴を表すストークス数と同義の無次元数であり、その大きさは、エアロゾル密度  $\rho_p$ 、エアロゾル粒径  $d_p$ 、液滴径  $d_d$ 、ガス粘性係数  $\mu$ 、液滴・エアロゾル速度差によって決まる。

エアロゾル粒径  $d_p$  が同じ場合でもエアロゾル密度  $\rho_p$  が増加すると、慣性パラメータ  $K$  が増加し、除去効率は増加する。



b. 重大事故等時に発生するエアロゾルの密度

格納容器に放出されるエアロゾルの密度は、エアロゾルを構成する化合物の割合によって変化する。別紙 2 の第 4 表に示す化合物について、NUREG-1465 に記載されている割合を用いてエアロゾル密度を計算すると第 1 表のとおり  となる。

第 1 表 格納容器の状態とエアロゾルの密度

代表 化学形態	炉内内蔵量 (kg)	Gap Release	Early-In -vessel	Ex-vessel	Late-In -vessel	合計
CsI		0.05	0.25	0.30	0.01	0.61
CsOH		0.05	0.20	0.35	0.01	0.61
TeO <sub>2</sub> , Sb <sup>※</sup>		0	0.05	0.25	0.005	0.305
BaO, SrO <sup>※</sup>		0	0.02	0.1	0	0.12
MoO <sub>2</sub>		0	0.0025	0.0025	0	0.005
CeO <sub>2</sub>		0	0.0005	0.005	0	0.0055
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>		0	0.0002	0.005	0	0.0052
密度 (g/cm <sup>3</sup> )						

※複数の代表化合物を持つグループでは、各化合物の平均値を使用した

ここで、各化合物の密度は、以下のとおり

CsI	: 4.5 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)	SrO	: 5.1 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)
CsOH	: 3.7 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 4)	MoO <sub>2</sub>	: 6.4 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)
TeO <sub>2</sub>	: 5.7 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 3)	CeO <sub>2</sub>	: 7.3 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)
Sb	: 6.7 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	: 6.2 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)
BaO	: 6.0 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 5)		



## c. エアロゾル密度の変化による影響

エアロゾル密度の変化による捕集効率係数  $\eta_d$  の変化の計算例を以下に示す。エアロゾル密度は、前記 **b.** のとおり  g/cm<sup>3</sup> 付近であるが、ここでは、エアロゾル密度算出に用いた各化合物の密度から、エアロゾル密度  $\rho_{p1}$  が  g/cm<sup>3</sup> のときの捕集効率係数  $\eta_{d1}$  と、エアロゾル密度  $\rho_{p2}$  が  g/cm<sup>3</sup> のときの捕集効率係数  $\eta_{d2}$  との比を求める。

$$\frac{\eta_{d1}}{\eta_{d2}} = \frac{K_1^2 (K_2 + 0.7)^2}{K_2^2 (K_1 + 0.7)^2} = \frac{\text{}}{\text{}}$$

$$K_1 = \frac{\text{}}{\text{}}, \quad K_2 = \frac{\text{}}{\text{}}$$

ここでは、

とした。この結果から、密度の変化  に対して捕集効率係数変化  は非常に小さく、除去効率に及ぼす影響が非常に小さいと評価できる。

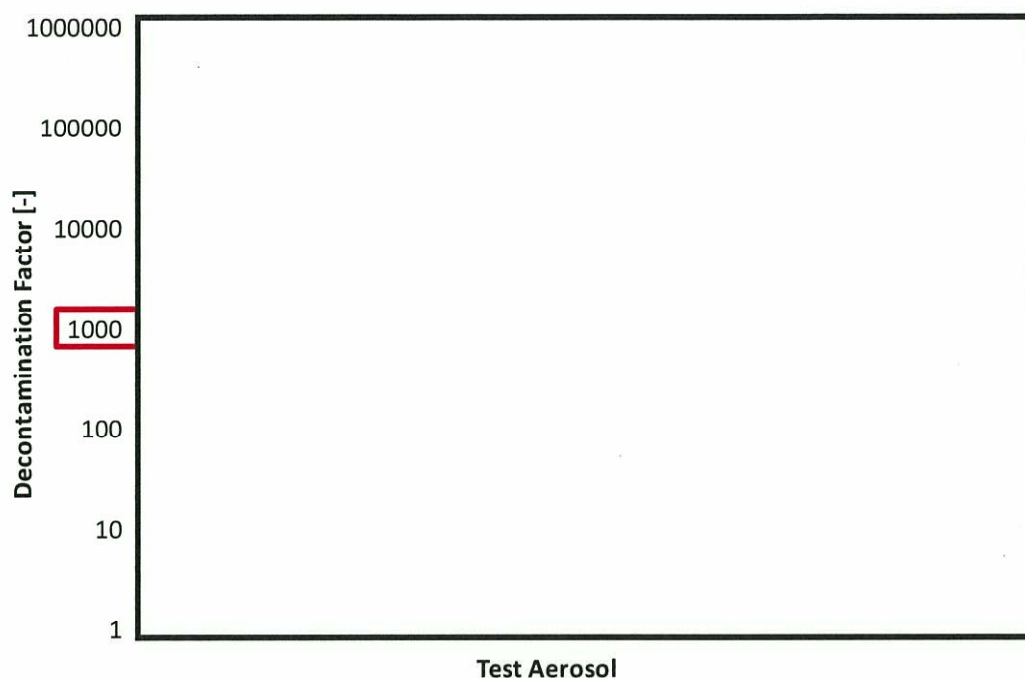
## (2) JAVA 試験での除去効率

## a. JAVA 試験の結果

JAVA 試験にて使用した  の質量中央径 (MMD) の範囲は  となっているが、これら複数の種類のエアロ



ゾルを用いた試験において除去効率に違いが見られていない。エアロゾルの粒径に対する除去係数を第 1 図に示す。



第 1 図 エアロゾルの粒径に対する除去係数

#### b. 空気力学的質量中央径による比較

エアロゾルの粒径の指標の一つに「空気力学径」を用いる場合があり、これは様々な密度の粒子に対して、密度  $1\text{g/cm}^3$  の粒子に規格化したときの粒径を表すものである。

空気力学径が同じであれば、その粒子は密度や幾何学的な大きさとは関係なく、同じ空気力学的挙動を示し、空気力学的質量中央径（AMMD）と質量中央径（MMD）は以下の関係がある。

$$\text{AMMD} = \sqrt{\rho} \text{MMD}$$

重大事故等発生時に想定される主要なエアロゾルの密度及び空気力学的質量中央径を第 2 表に、JAVA 試験にて使用したエアロゾルの密度及び空気力学的質量中央径を第 3 表示す。重大事故発生時に想定される主要なエア



ロゾルの空気力学的質量中央径の範囲は   $\mu\text{m}$  であり, JAVA 試験にて使用したエアロゾルの空気力学的質量中央径の範囲は   $\mu\text{m}$  となっている。

JAVA 試験にて使用した質量中央径 (MMD)   
 の空気力学的質量中央径 (AMMD) はそれぞれ  であるが, JAVA 試験における除去効率に大きな違いは見られていない。

以上より, AREVA 社製のベントフィルタでは, 重大事故等発生時のベンチュリスクラバの液滴・ガス速度差が大きいため, 重大事故等発生時に想定されるエアロゾルの密度  の範囲では, フィルタ装置の除去効率に与える影響は小さく, その除去性能の評価は質量中央径 (MMD), 空気力学的質量中央径 (AMMD) どちらを用いても変わらない。

第 2 表 重大事故等発生時に想定されるエアロゾルの密度及び空気力学的中央径

代表 エアロゾル	質量中央径 (MMD)	密度	空気力学的 質量中央径 (AMMD)
CsI		約4.5 g/cm <sup>3</sup>	
CsOH		約3.7 g/cm <sup>3</sup>	
TeO <sub>2</sub>		約5.7 g/cm <sup>3</sup>	
Te <sub>2</sub>		約6.2 g/cm <sup>3</sup> (参考図書2)	



第 3 表 JAVA 試験にて使用したエアロゾルの密度及び空気力学的中央径

エアロゾル	質量中央径 (MMD)	密度	空気力学的 質量中央径 (AMMD)

《 参考図書 》

- 1. OECD/NEA, “STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS” , (2009)
- 2. 理化学辞典第 4 版
- 3. 理化学辞典第 4 版増補版
- 4. Hazardous Chemicals Desk Reference
- 5. 理化学辞典第 3 版増補版
- 6. Aerosol Measurement : Principles, Techniques, and Applications, Third Edition. Edited by P. Kulkarni, P.A. Baron, and K. Willeke (2011)



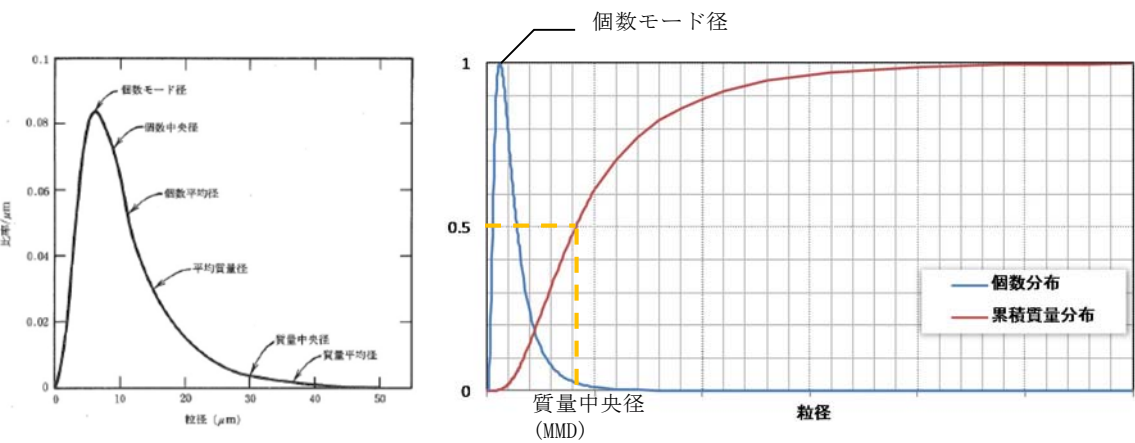
エアロゾルの粒径と除去係数の関係について

(1) 除去係数と重量及び放射能の関係

除去係数（以下、「DF」という。）は、フィルタに流入した粒子の重量とフィルタを通過した粒子の重量の比で表される。エアロゾルに放射性物質が均一に含まれている場合、DF はフィルタへ流入した粒子の放射能とフィルタを通過した粒子の放射能の比で置き換えることができる。

(2) 粒径分布（個数分布と累積質量分布）

エアロゾルは一般的に、単一粒径ではなく、粒径に対して分布を持つ。粒径に対する個数分布及び累積質量分布の関係を別添図 1 に示す。



別添図 1 個数分布と累積質量分布

（左図出典：W.C. ハイNZ、エアロゾルテクノロジー、（株）井上書院（1985））

ここで、

個数モード径


最も存在個数の比率の多い粒径




質量中央径（MMD） 全質量の半分がその粒径よりも小さい粒子によって  
占められ，残りの半分がその粒径よりも大きい粒子  
によって占められる関係にある粒径

を表す。別添図 1 より，小さい粒径のエアロゾルの個数が多いが，総重量に占める割合は小さいことが分かる。よって，大きい粒径のエアロゾルに比べて小さい粒径のエアロゾルが DF に与える影響は小さい。

### (3) JAVA 試験における除去係数と重量及び放射性物質の関係

ベンチュリスクラバでは，慣性衝突効果を利用しエアロゾルを捕集しており，重大事故等発生時におけるエアロゾルの密度変化を考慮しても，慣性衝突効果による DF への影響は小さいと評価している。また，AREVA 社製のフィルタ装置では，慣性衝突効果，さえぎり効果，拡散効果による除去機構によってエアロゾルを捕集するものであり，JAVA 試験において，小さい粒径のエアロゾルを含む  を使用した場合においても，高い除去効率を発揮することを確認している。

### (参考) 質量中央径（MMD）と空気力学的質量中央径（AMMD）

分布を持つエアロゾルの粒径を表す方法として，質量中央径（MMD）を使用する場合と，空気力学的質量中央径（AMMD）を使用する場合があるが，カスケードインパクターのような慣性衝突効果を利用した粒径の測定を行う場合には AMMD で測定され， のような画像分析を利用した粒径の測定を行う場合には MMD で測定される。AREVA 社製のフィルタは，慣性衝突効果の他に，さえぎり効果，拡散効果を利用したエアロゾルの捕集を行っており，フィルタ装置の除去性能の評価には MMD を使用している。



### JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の適用性について

AREVA 社製のフィルタ装置は、JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験により、実機使用条件を考慮した性能検証試験を行っており、その結果に基づき装置設計を行っている。JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験で使用したフィルタ装置は、ベンチュリノズル、金属フィルタ、よう素除去部及び装置内のガスの経路が実機を模擬した装置となっており、また、試験条件は様々なプラントの運転範囲に対応できる広範囲の試験を行っていることから、各試験で得られた結果は、実機の性能検証に適用できるものとする。

一方、米国 EPRI（電力研究所）が中心となっていた ACE 試験については、AREVA 社製のフィルタ装置についても性能試験を実施しているが、試験条件等の詳細が開示されていないことから、東海第二発電所のフィルタ装置の性能検証には用いていない。

#### (1) JAVA 試験の概要

JAVA 試験で使用したフィルタ装置は、高さ [ ] m、直径 [ ] m の容器の中に、実機と同じベンチュリノズル [ ] と、実機と同一仕様の金属フィルタ [ ] を内蔵し、JAVA PLUS 試験で使用したよう素フィルタ（ベッド厚さ [ ] mm）は実機と同じ吸着剤（銀ゼオライト）を同じ密度で充填している。

また、これら試験のフィルタ装置に流入したベントガスは、ベンチュリスクラバ、気相部、金属フィルタ、流量制限オリフィスの順に通過し、装置外部へ放出される経路となっており、実機と同じ順に各部を通過する。

#### (2) JAVA PLUS 試験の概要

JAVA PLUS 試験設備は、実規模を想定した有機よう素の除去性能を確認す



るため、JAVA 試験で使用したフィルタ装置に、実機と同一仕様（同一材質、同一充填率）の銀ゼオライト（ベッド厚さ□mm）を追加設置している。

フィルタ装置に流入したベントガスは、ベンチュリスクラバ、気層部、金属フィルタ、流量制限オリフィス、よう素除去部（銀ゼオライト）の順に通過し、装置外部へ放出される経路となっており、実機と同じ順に各部を通過する。

### (3) ACE試験の概要

AREVA社製のフィルタ装置は、各国のフィルタメーカ等が参加したACE試験においても試験が行われ、エアロゾル及び無機よう素の除去性能について確認されている。第1図に試験設備の概要を、第1表に試験条件及び結果を示す。

ACE試験で使用したフィルタ装置は、高さ□m、直径□mの容器の中に、実機と同じベンチュリノズル（□）及び実機と同構造（同一金属メッシュ構造、同一充填率）の金属フィルタを設置しており、ベントガスは実機と同じ経路を流れるが、試験装置、試験条件の詳細が開示されないため、東海第二発電所のフィルタ装置の性能検証には用いていない。

### (4) スケール性の確認

JAVA 試験、JAVA PLUS 試験のスケール性を確認することで、実機への適用性を確認する。第2図に実機と JAVA 試験装置（JAVA PLUS 試験でも同一の容器を使用）及び参考に ACE 試験装置の主要寸法の比較を示す。

東海第二発電所のフィルタ装置は高さ約 10m、直径約 5m であり、JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験のフィルタ装置よりも大きい。フィルタ装置の構成要素及びベントガス経路の同一性から JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験にて使用したフィルタ装置は実機を模擬したものとなっていると言える。



JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の条件と実機運転範囲の比較を第 2 表に示す。実機はベンチュリノズル（個数：個）と金属フィルタ（表面積：  
m<sup>2</sup>）を内蔵しており，重大事故時にベントを実施した際のベンチュリノズルスロート部流速及び金属フィルタ部流速が JAVA 試験で除去性能を確認している範囲に包絡されるよう設計している。JAVA 試験において得られたベンチュリノズルスロート部における速度に対する除去係数を第 3 図，金属フィルタ部における速度に対する除去係数を第 4 図に示す。ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせた試験において，ベンチュリノズルスロート部流速及び金属フィルタ部流速が変化した場合においても除去係数は低下していない。

また，JAVA PLUS 試験で用いた銀ゼオライトのベッド厚さはmm であり，実機（mm）に対して薄いですが，これは JAVA PLUS 試験結果に基づき滞留時間を確保するために実機のベッド厚さを厚くしていることから，JAVA PLUS 試験結果を適切に実機に適用していると言える。

JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の実機への適用性についてまとめたものを第 3 表に示す。

## (5) 評価

以上より，JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験のスケール性については性能に影響する範囲について実機を模擬できていると評価できる。これらの試験は実機の使用条件についても模擬できており，試験結果を用いて実機の性能を評価することが可能であると考ええる。





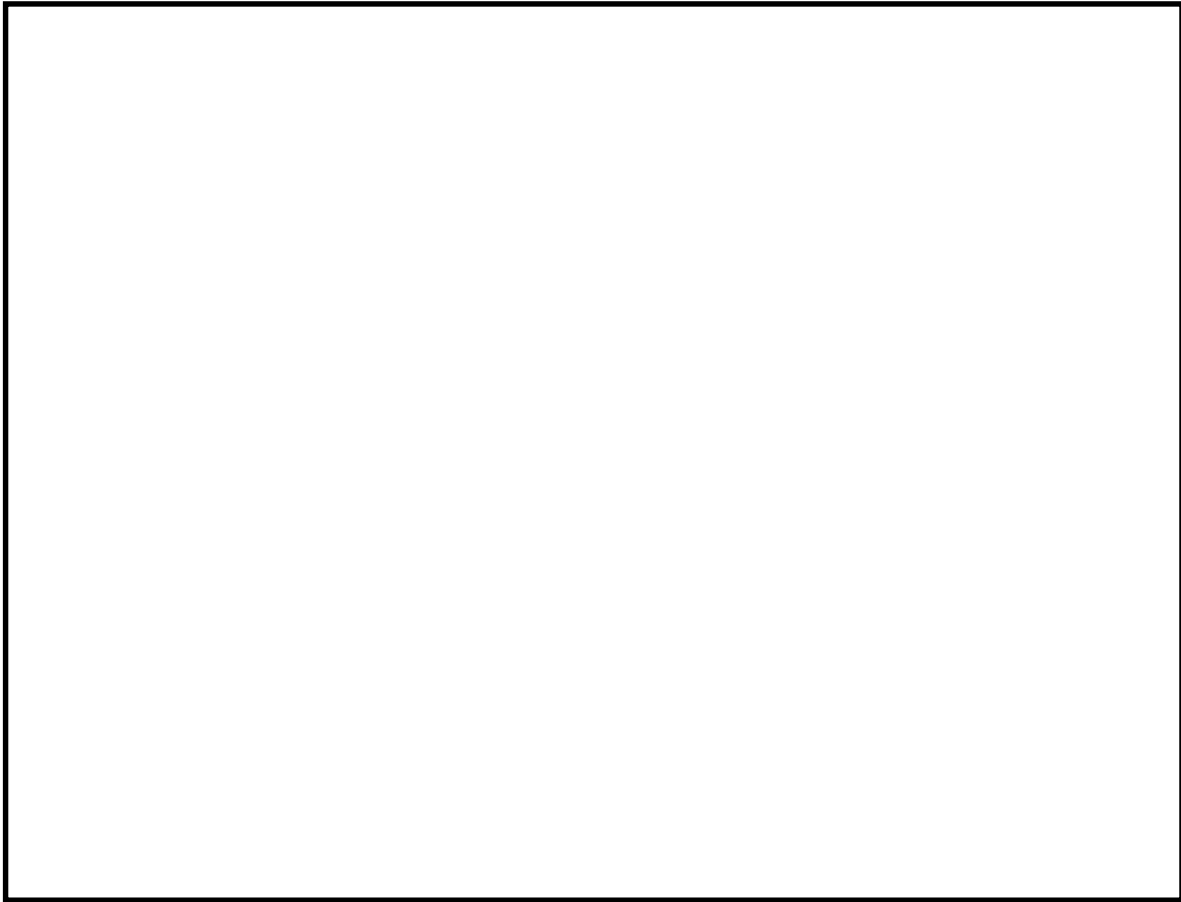
第1図 ACE試験の設備概要

第1表 ACE試験の試験条件及び結果

PROJECT	YEARS	Materials tested	Conditions Tested			Measured retention Efficiency %
			Pressure [bar abs]	Temperature [°C]	Gas composition % steam	
ACE	1989-1990	Cs	1.4	145	42	99.9999
		Mn	1.4	145	42	99.9997
		Total iodine (particles and gaseous)	1.4	145	42	99.9997
		DOP	1.2-1.7	ambient	0	99.978 - 99.992

出典：OECD/NEA, “Status Report on Filtered Containment Venting”, (2014)





第 2 図 実機フィルタ装置と試験装置の主要寸法の比較

第2表 JAVA試験及びJAVA PLUS試験の条件と実機運転範囲の比較

パラメータ	JAVA 試験	JAVA PLUS 試験	実機運転範囲
圧力(kPa[gage])			
温度(℃)			
ベンチュリノズルスロート部 流速(m/s)			
金属フィルタ部流速(%)			
蒸気割合(%)			
過熱度(K)			

※概算評価値を示す。





第 3 図 ベンチュリノズルスロート部における流速に対する除去係数



第 4 図 金属フィルタ部における流速に対する除去係数



第3表 JAVA試験, JAVA PLUS試験の実機への適用性

構成要素		相違点			適用性
		有 無	JAVA (PLUS)	実機	
容器	高さ	有		約 10m	試験装置と実機で高さと直径が異なることで、空間部の容積が異なるが、空間部はベンチュリスクラバや金属フィルタに比べ、 、高さと直径の違いによる影響は小さい。
	直径	有		約 5m	
ベンチュリノズル	構造	無	—	—	試験装置は実機と同一形状（寸法）のベンチュリノズルを使用している。
	個数	有			実機のベンチュリノズルスロート部の流速が、JAVA 試験で確認されている流速の範囲内となるよう、ベンチュリノズルの個数を設定している。
金属フィルタ	構造	無	—	—	試験装置は実機と同一使用（ ）の金属フィルタを使用している。
	表面積（個数）	有			実機の金属フィルタ部の流速が、JAVA 試験で確認されている流速の範囲内となるよう、金属フィルタの表面積を設定している。
スクラビング水	薬剤	無	—	—	試験装置と実機は同じ薬剤を使用している。
	水位	有	※	※	実機の水位は試験装置の水位よりも高い。 JAVA 試験の水位を変化させた試験において、除去効率に変化が無いことが確認されていることから、水位の違いによる影響はない。
よう素除去部	吸着材	無	—	—	試験装置は実機と同じ吸着材（銀ゼオライト）を使用している。
	厚さ	有			JAVA PLUS 試験ではベッド厚さが実機に比べて薄い が、実機は試験結果を基に滞留時間を確保するために厚くなっていることから、試験結果を適切に実機に適用していると言える。
	配置	有	容器外側	容器内側	JAVA PLUS 試験ではフィルタ装置の外によう素除去部が配置されたが、実機では容器の中に配置される。よう素除去部の放熱は、外部に配置される試験の方が厳しくなるため、JAVA PLUS 試験は保守的な条件で実施されていると言える。

※適用性の欄に相違内容を記載



(6) ベンチュリスクラバ及び金属フィルタにおける除去係数

AREVA社製のフィルタ装置は、ベンチュリスクラバ及び金属フィルタを組み合わせるにより、所定の除去性能 (DF) を満足するよう設計されている。エアロゾルに対する除去効率は、ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせた体系で評価を行っており、JAVA試験結果では、試験を実施した全域にわたってDF1,000以上を満足していることを確認している。JAVA試験ではベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能を確認している試験ケースもあり、実機運転範囲のガス流速において、ベンチュリスクラバ単独でもDF  以上と評価される。ベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能を第4表に示す。

ベンチュリスクラバによるエアロゾル除去の主な原理は慣性衝突効果であり、一般的にガス流速が大きい方が除去効率は高く、ガス流速が小さい方が除去効率は低くなることから、実機運転範囲以下のガス流速におけるベンチュリスクラバ単独での除去性能は、実機運転範囲と比較して低下することが見込まれるが、後段の金属フィルタによる除去により、スクラバ容器全体としては試験を実施した全域にわたって要求されるDF1,000以上の除去性能を満足していると考えられる。

第4表 ベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能

--



(参考) 性能検証試験に係る品質保証について

フィルタ装置の放射性物質除去性能は、JAVA試験及びJAVA PLUS試験で用いたベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライトと同じ仕様・構造のものを、ISO9001等に適合した品質保証体制を有するAREVA社において設計・製作することにより、JAVA試験及びJAVA PLUS試験と同じ性能を保証する。

(1) 性能保証

フィルタ装置に設置するベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライトは、AREVA社試験（JAVA試験、JAVA PLUS試験）で用いた金属フィルタ、ベンチュリノズル及び銀ゼオライトと同じ仕様・構造とする。また、ベンチュリノズル及び金属フィルタは、単体性能試験により性能を確認している。

これに加えて、ベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライト（よう素除去部）の運転範囲は、AREVA社試験で確認している範囲内で運転されるよう格納容器フィルタベント系を設計する。

(2) AREVA社品質保証体制

ベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライトフィルタを製作するAREVA社は、フィルタベントシステム納入実績を多数有しており、原子力プラントメーカーとして下記の品質保証体制を有している。

- ・フィルタベントシステムの性能保証するAREVA社は、品質管理システムとしてISO9001を2008年にSGS社から取得している。また、世界中の顧客要求品質要求に対応できるよう、ASME NPT, N. S Stamp, KTA1401, 1408, RCCM, RCC-E, EN ISO9001などの認証も取得している。
- ・AREVA社は、システム設計・製作に際し、品質保証含めてプロジェクトを横断的に管理する部門を設置しており、技術要求仕様、品質要求仕様を指示し製作仕様に盛り込む体制が整えられている。
- ・AREVA社は、原子力製品のエンジニアリング及びプロジェクト管理を世界



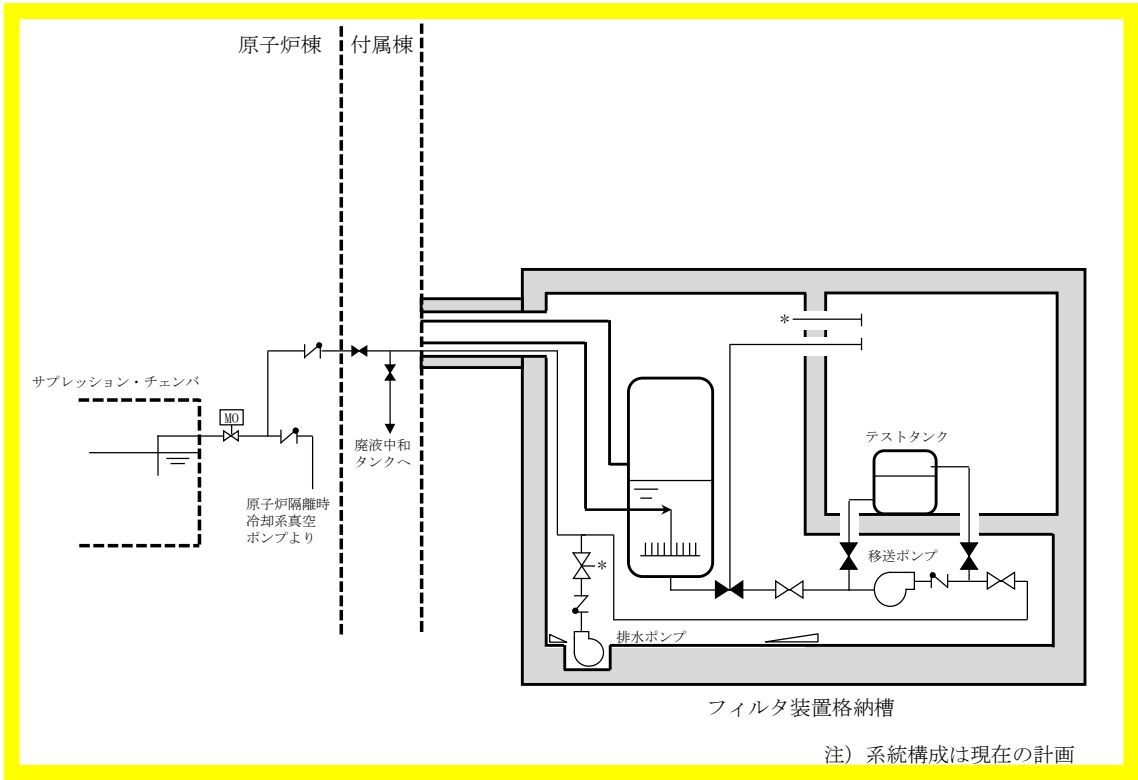
レベルで展開している。また，各種品質管理手順に従い外注先の品質管理を実施している。



フィルタ装置格納槽内における漏えい対策について

格納容器フィルタベント系の各設備については、スクラビング水の性状（高アルカリ性）と重大事故時に放出される放射性物質の捕集・保持（汚染水の貯蔵）を達成するよう、構造材には耐食性に優れた材料を選定し、重大事故時の使用環境条件及び基準地震動  $S_s$  に対して機能維持するような、構造設計としている。また、フィルタ装置内のスクラビング水は移送ポンプによりサプレッション・チェンバ等に移送することとなるが、これらの設備についても漏えいし難い構造としている。

第 1 図に排水設備の構成を、第 1 表に各部位の設計上の考慮事項を示す。

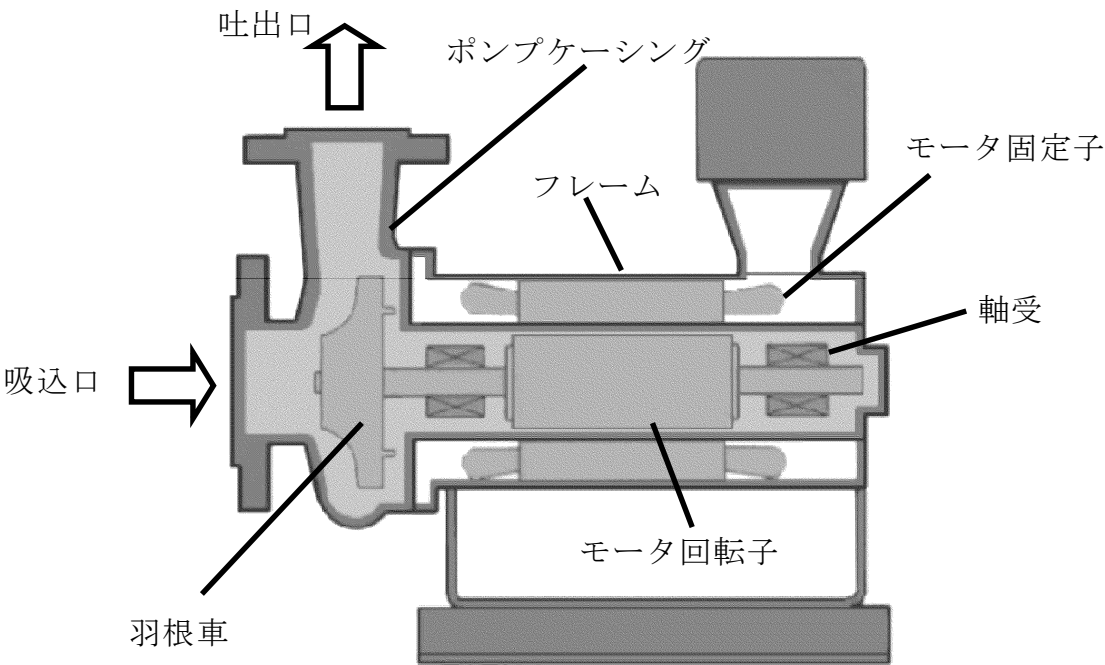


第 1 図 排水設備の構成



第 1 表 各部位の設計上の考慮事項

部位	設計考慮内容
移送ポンプ (キャンドポンプ)	<ul style="list-style-type: none"><li>・ 高温，高アルカリ性 <span style="border: 1px solid black; padding: 0 10px;"> </span>，放射線を考慮し，耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで，健全性を確保する。</li><li>・ シール部に使用するパッキンについては，温度・圧力・放射線の影響を考慮して，黒鉛を採用する。</li><li>・ 軸封部は密閉され，漏えいしない構造とする（第 2 図参照）。</li></ul>
配管・弁	<ul style="list-style-type: none"><li>・ 高温，高アルカリ性 <span style="border: 1px solid black; padding: 0 10px;"> </span>，放射線を考慮し，耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで，健全性を確保する。</li><li>・ 配管，弁の接続部は原則溶接構造とし，漏えいのリスクを低減した設計とする。また，「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」の規定を適用して設計するとともに，基準地震動 <math>S_s</math> に対して機能を維持するよう設計する。</li><li>・ フランジ接続部や弁のグランド部には，温度・圧力・放射線の影響を考慮して，黒鉛を採用する。</li></ul>



第 2 図 一般的なキャンドポンプの構造



## (2) 格納槽の設計上の考慮

フィルタ装置を設置する地下構造の格納槽は、鉄筋コンクリート造の地中構造物で岩盤上に設置し、基準地震動  $S_s$  に対し機能維持するよう構造設計をしている。

万一、フィルタ装置外にスクラビング水が漏えいした場合を想定し、早期に検出できるよう格納槽内に検知器を設置する。また、樹脂系塗装等により格納槽内部の想定水没部を防水処理することにより、構造的に漏えいの拡大が防止できる設計とする。なお、地下格納槽の貫通部は、想定水没部以上の位置にあり、貫通部からの外部への漏えいのおそれのない設計となっている。

## (3) 漏えい時等の対応

格納容器フィルタベント系の各設備については、スクラビング水の漏えいを防止する設計とするが、万一、フィルタ装置外にスクラビング水が漏えいした場合を想定し、早期に検出できるよう格納槽内に検知器を設置する。

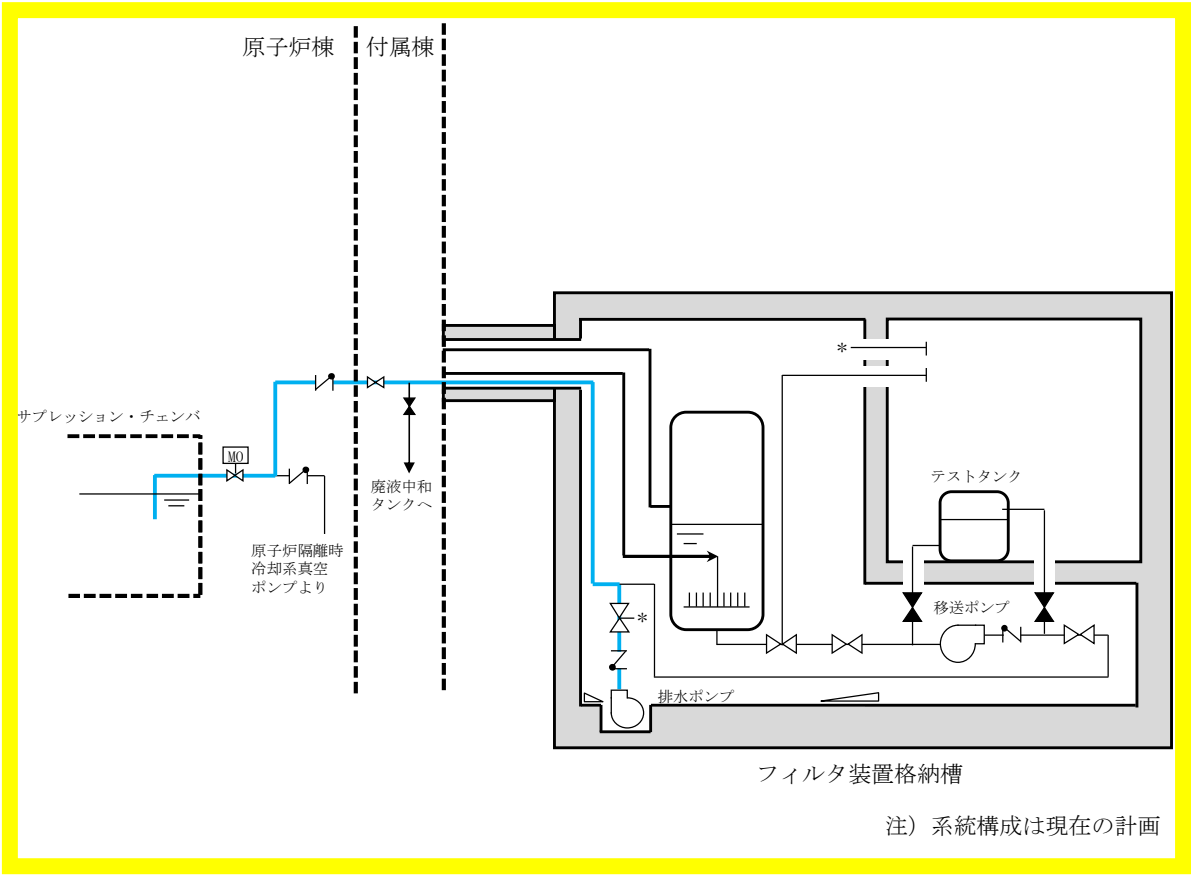
格納槽内における漏えい水は、格納槽内の排水枡へ収集され、排水ポンプにより格納槽から移送できる設計とする。移送先は廃棄物処理設備である廃液中和タンク及びサプレッション・プールのいずれにも送れる設計とし、排水の種別に応じ送水先を選択する。具体的には、放射性物質を含まない場合は廃液中和タンク、放射性物質を含む場合はサプレッション・プールにそれぞれ移送する。

第 2 表に排水ポンプの仕様を、第 3 図に排水設備系統概略図を、第 4 図に格納槽断面図を示す。



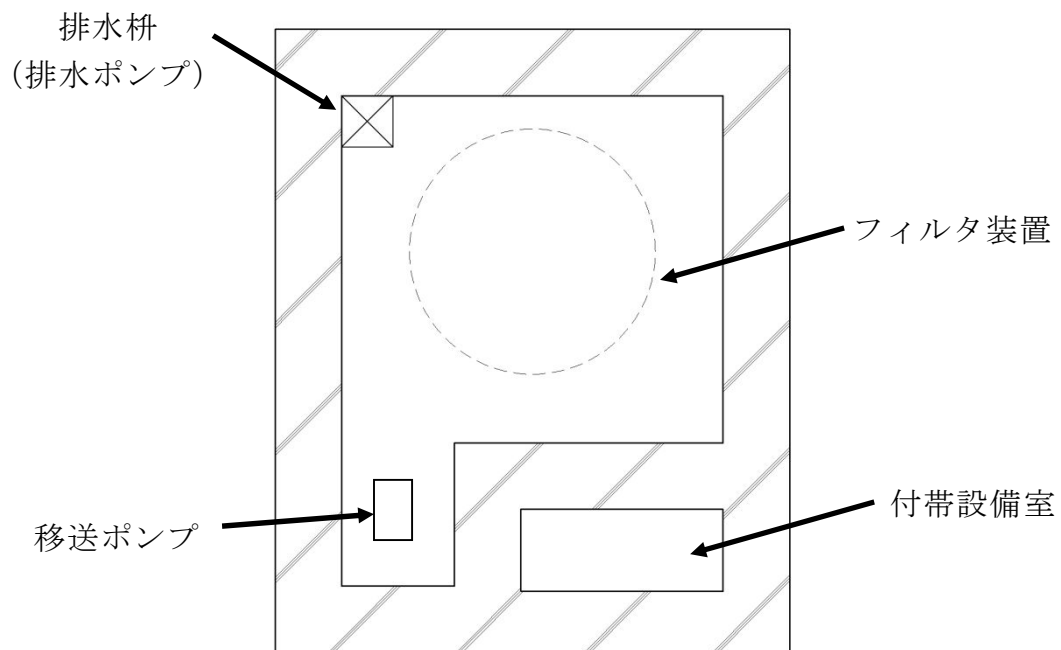
第 2 表 排水ポンプ仕様

型式：水中ポンプ  
容量：約 10m<sup>3</sup>/h  
揚程：約 40m  
台数：1  
駆動源：電動駆動（交流）



第 3 図 排水設備系統概略図





第 4 図 格納槽断面図

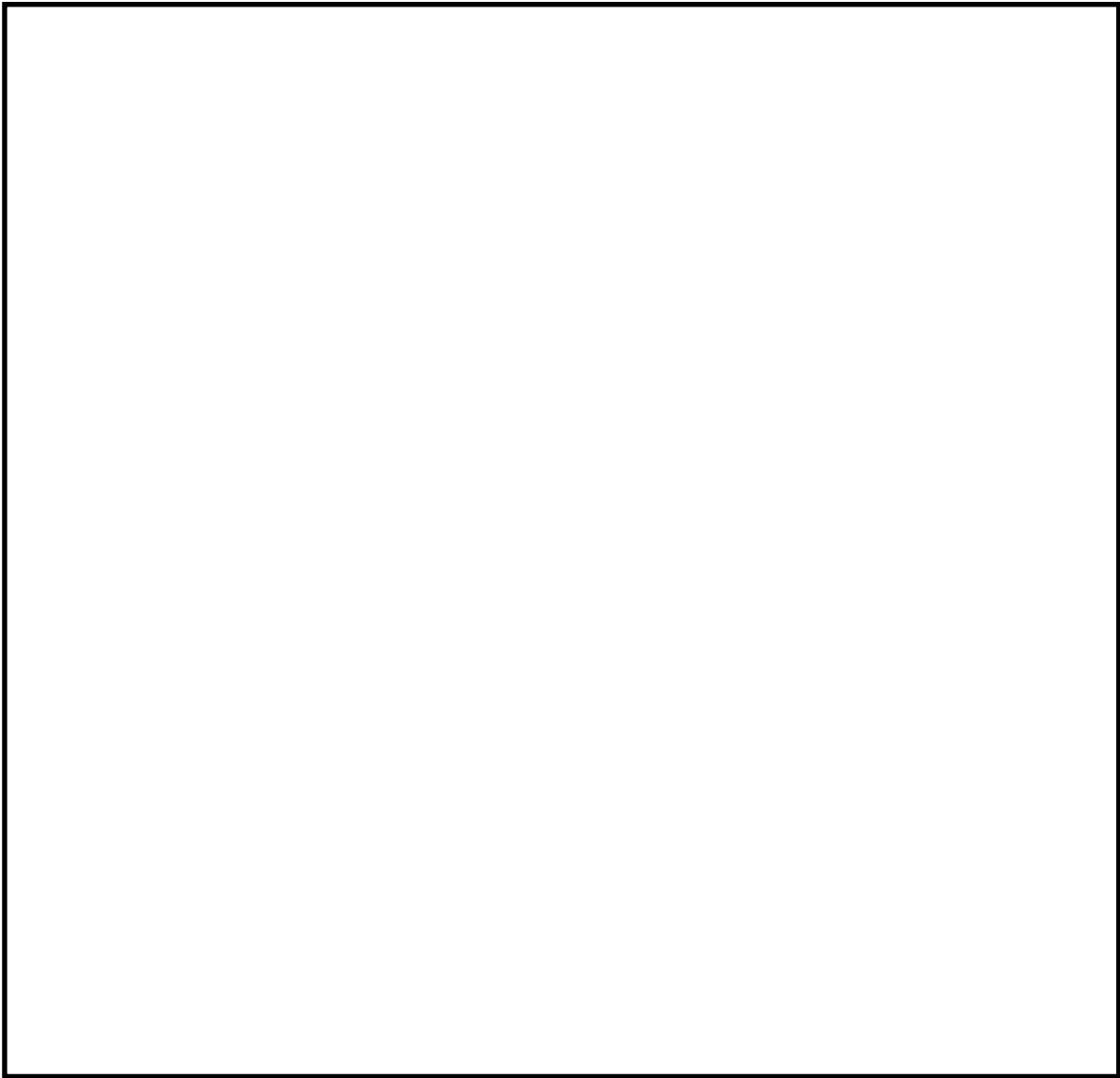


## 格納容器フィルタベント設備隔離弁の人力操作について

格納容器フィルタベント設備の隔離弁は、中央制御室からの操作ができない場合には、現場の隔離弁操作場所から遠隔人力操作機構を介して弁操作を実施する。ベントに必要な弁の位置と操作場所について、第1図～第3図に示す。

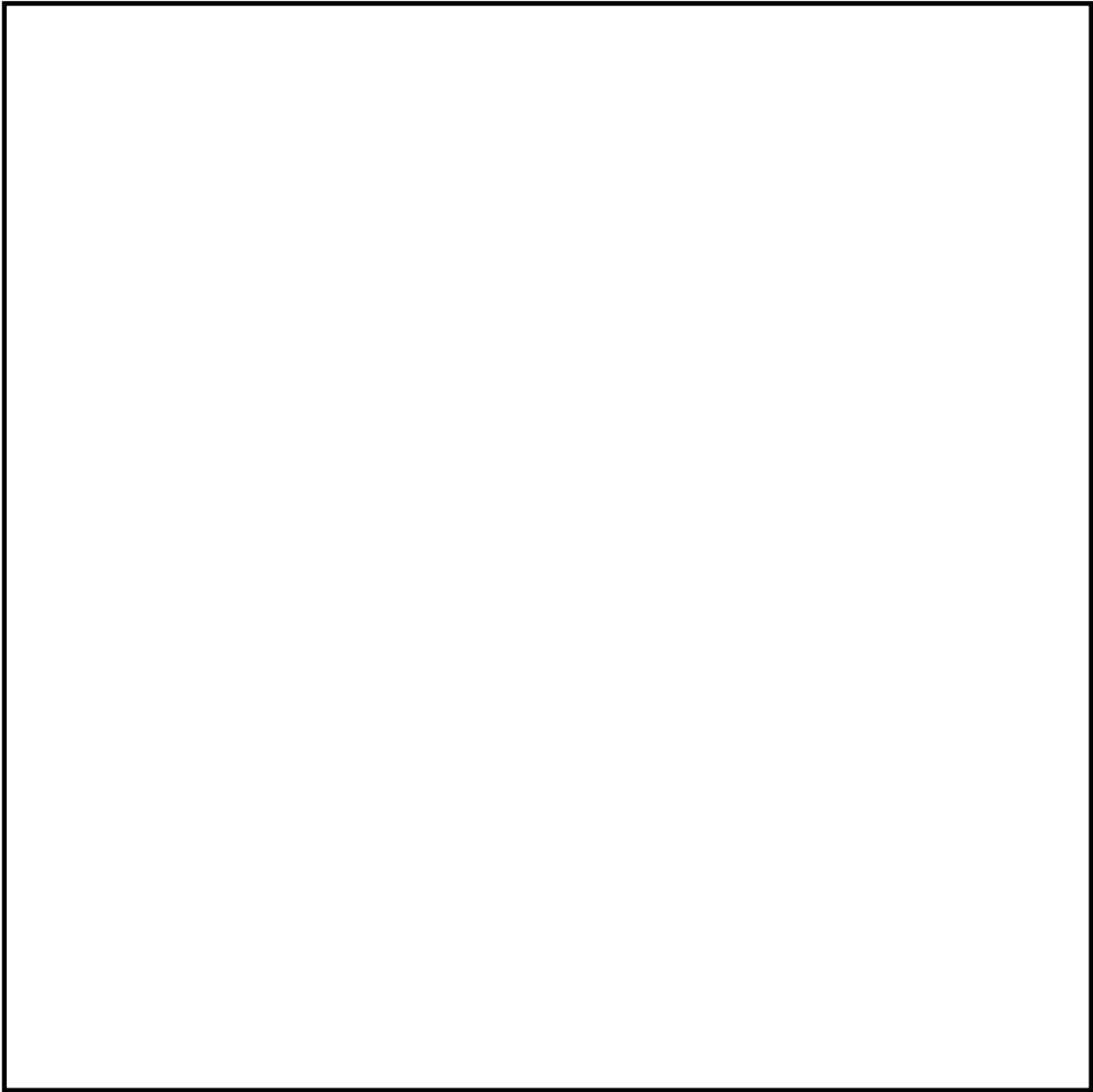
ベントは、第一弁より開操作を実施し、第一弁が全開となったのちに第二弁の操作を実施し、ベントガスの大気への放出が開始されるため、第二弁操作室を設ける。第二弁操作室は、弁の人力操作に必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、空気ボンベユニットにより正圧化し、外気の流入を一定時間完全に遮断することで、ベントの際のプルームの影響による操作員の被ばくを低減する設計とする。





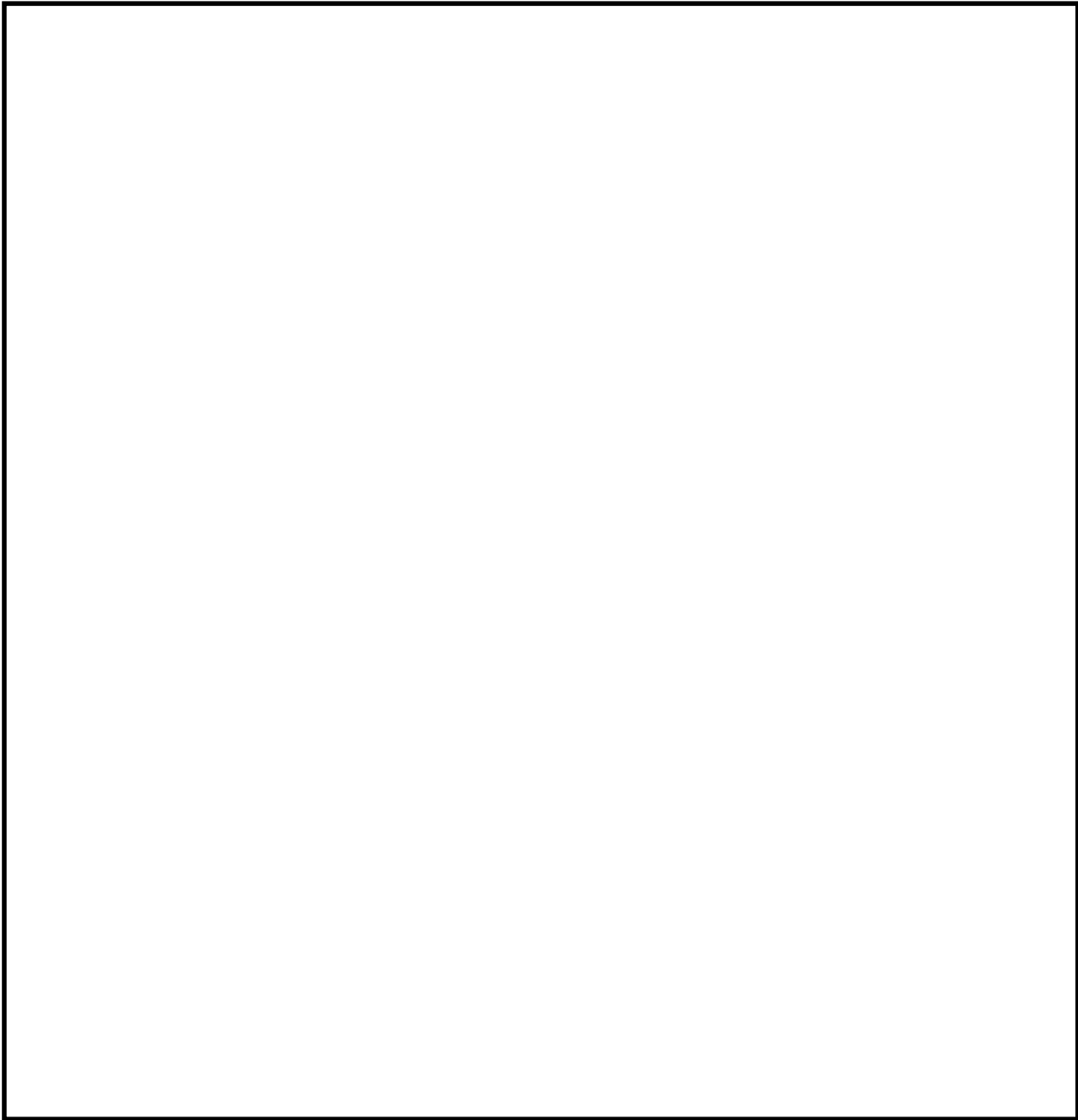
第 1 図 隔離弁の操作場所（1/3）





第 2 図 隔離弁の操作場所 (2/3)





第 3 図 隔離弁の操作場所 (3/3)

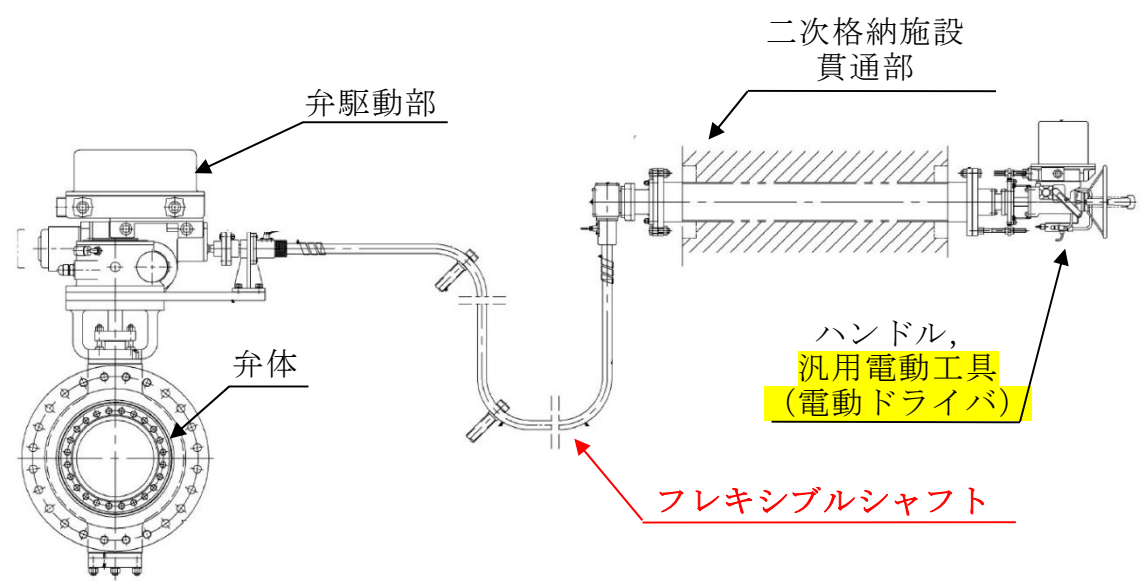


(1) 電動駆動弁の遠隔人力操作機構の概要

隔離弁の操作軸にフレキシブルシャフトを接続し、二次格納施設外まで延長し、端部にハンドル又は遠隔操作器を取り付けて人力で操作できる構成とする。フレキシブルシャフトは直線に限らずトルクが伝達可能な構造とし、容易に操作できるよう設計する。

なお、フレキシブルシャフトを取外し、ハンドルを取付けることにより、弁設置場所での操作も可能である。

遠隔人力操作機構の模式図を第 4 図に、ベントに必要な隔離弁の遠隔人力操作機構の仕様について第 1 表に示す。



第 4 図 遠隔人力操作機構の模式図

第 1 表 ベントに必要な隔離弁の遠隔人力操作機構の仕様

弁名称 (口径)	第一弁（サプレッション・チェンバ側）（600A）	第一弁（ドライウエル側） （600A）	第二弁 （450A）
フレキシブル シャフト長さ	約 12m	約 25m	約 15m
ハンドル 回転数	約 2940 回	約 2940 回	約 1989 回



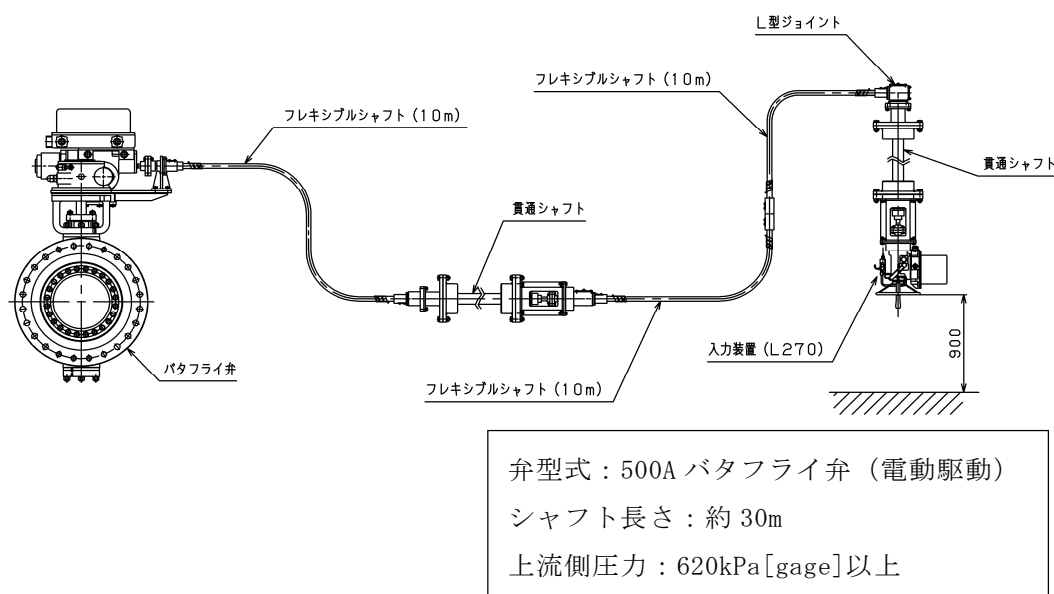
## (2) 遠隔人力操作機構のモックアップ試験

フレキシブルシャフトを介した遠隔人力操作機構の成立性及び操作時間を 500A のバタフライ弁を用いたモックアップ試験により確認した。モックアップ試験の概要を第 5 図に示す。

モックアップ試験の結果、弁上流側に格納容器圧力 2Pd に相当する圧力 (620kPa[gage]) が加かった状態であっても、フレキシブルシャフトを介した遠隔手動操作が可能なことを確認した。また、**弁の操作要員は 3 名で約 82 回/分の速度にてハンドル操作が可能なことを確認した。**モックアップ試験の結果を第 2 表に示す。

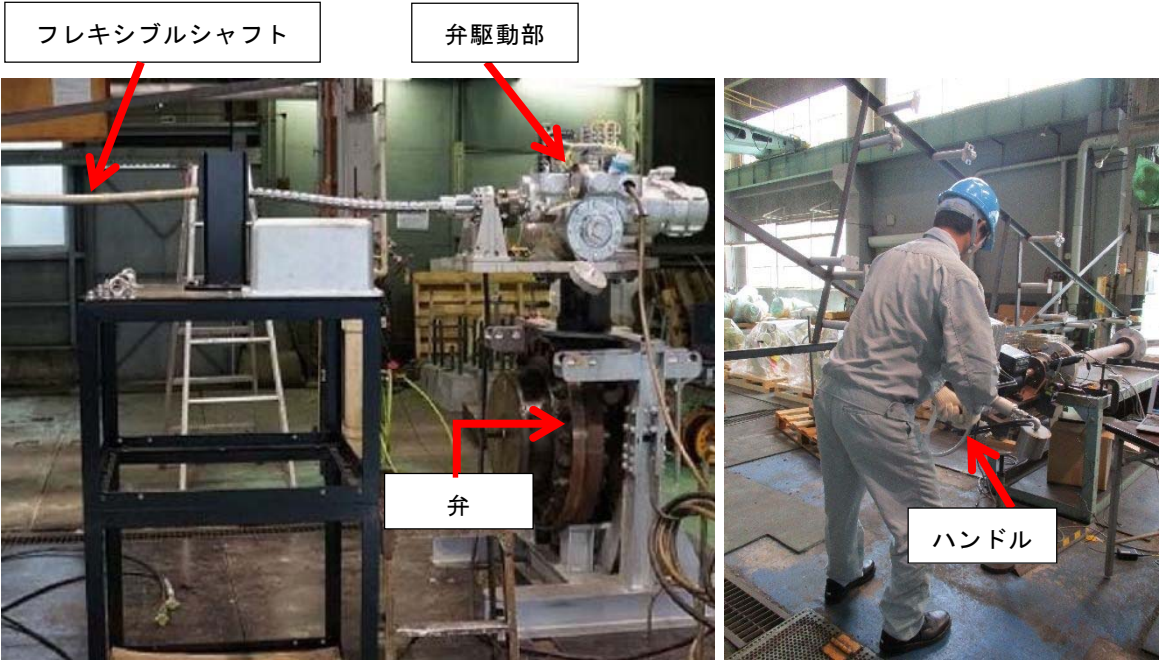
試験の結果を反映したベントに必要な隔離弁のハンドル操作時間を第 3 表に示す。

**なお、東海第二ではフィルタベントを使用する際の系統構成（他系統との隔離及びベント操作）において、A0 弁の遠隔手動操作をすることはない。**



第 5 図 モックアップ試験の概要 (1/2)





第 5 図 モックアップ試験の概要 (2/2)

第 2 表 モックアップ試験結果

弁開度指示	ハンドル操作時間	ハンドル回転数	弁上流側圧力 (MPa)	備考
5%	2分03秒	144	0.65	弁開度指示9%で 弁上流側圧力0MPa
10%	3分09秒	238	0	
50%	11分55秒	985	0	
100%	22分59秒	1893	0	

第 3 表 ベントに必要な隔離弁のハンドル操作時間

弁名称	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
ハンドル 操作時間	約 36 分	約 36 分	約 25 分

モックアップ試験結果のハンドル操作速度約 82 回転／分より算出。



### (3) 汎用電動工具による操作性向上

遠隔人力操作機構のハンドル操作時間には数十分を要することから、操作性を向上するために、汎用電動工具（電動ドライバ）を準備する。汎用電動工具を用いたハンドル操作時間は、10 分程度に短縮可能である。

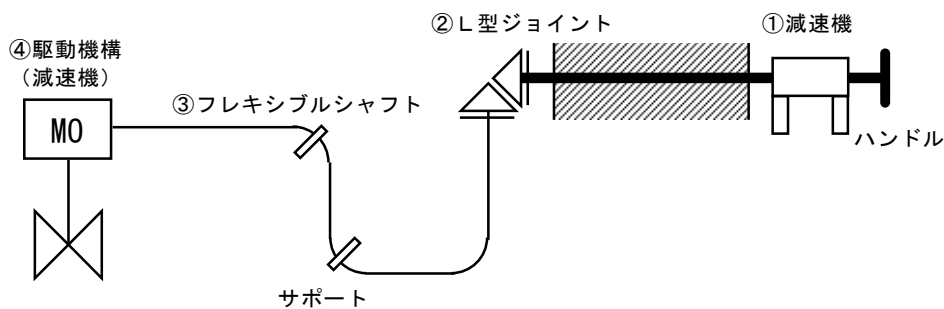
なお、過回転による遠隔人力操作機構の損傷防止のため、ハンドル付近には回転数カウンタを設け、弁開度が全閉及び全開付近では必要により人力で操作することとする。



(4) 信頼性の算定

遠隔人力操作機構の故障率を、有限責任中間法人 日本原子力技術協会（現 原子力安全推進協会）が 2009 年にとりまとめた「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定」における国内一般故障率（21 カ年データ）時間故障率（平均値）から想定すると、以下のとおりとなる。

遠隔人力操作機構を用いた弁操作について、系統概要図を第 6 図に、故障率を第 4 表に示す。第 4 表の故障率から系統全体の故障率を算出すると「 $3.4 \times 10^{-8}$  [h]」であり、高い信頼性がある。



第 6 図 遠隔人力操作機構を用いた弁操作の系統概要図

第 4 表 遠隔人力操作機構を用いた弁操作の故障率

	機器名称	想定故障モード	想定機器と故障モード	故障率
①	減速機	動力伝達不可	手動弁（開閉失敗）	$8.3 \times 10^{-9}$
②	L型ジョイント	動力伝達不可	手動弁（開閉失敗）	$8.3 \times 10^{-9}$
③	フレキシブルシャフト	動力伝達不可	手動弁（開閉失敗）	$8.3 \times 10^{-9}$
④	駆動機構（減速機）	動力伝達不可	手動弁（開閉失敗）	$8.3 \times 10^{-9}$
当該システムの故障率				$3.4 \times 10^{-8}$



## (5) 第二弁操作室の正圧化バウンダリの設計差圧

第二弁操作室の正圧化バウンダリは、配置上、動圧の影響を直接受けない屋内に設置されているため、室内へのインリークは隣接区画との温度差によるものと考えられる。

第二弁操作室の正圧化に必要な差圧を保守的に評価するため、重大事故等発生時の室内の温度を高め、50℃、隣接区画を外気の設計最低温度-12.7℃と仮定すると、第二弁操作室の天井高さは最大約 4m であり、以下のとおり約 10.4Pa の圧力差があれば、温度の影響を無視できると考えられる。

$$\begin{aligned}
 \Delta P &= \{(-12.7^{\circ}\text{Cの乾き空気密度} [\text{kg}/\text{m}^3]) - (+50^{\circ}\text{Cの乾き空気の密度} [\text{kg}/\text{m}^3])\} \times \text{天井高さ} [\text{m}] \\
 &= (1.3555 [\text{kg}/\text{m}^3] - 1.0925 [\text{kg}/\text{m}^3]) \times 4 [\text{m}] \\
 &= 1.052 [\text{kg}/\text{m}^2] \\
 &\approx 10.4 [\text{Pa}]
 \end{aligned}$$

したがって、正圧化の必要差圧は裕度を考慮して隣接区画+20Pa とする。



## (6) 第二弁操作室

第二弁操作室は、弁の人力操作に必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、空気ポンプユニットにより正圧化し、外気の流入を一定時間完全に遮断することで、ベントの際のプルームの影響による操作員の被ばくを低減する設計とする。また、第二弁操作室は、操作員が可搬型の酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び電離箱サーベイメータを持込み使用することで居住性が確保できていることを確認できる。

### ①収容人数

第二弁の操作に必要な要員は、既述のモックアップ試験結果より 3 名であることから、第二弁操作室には 3 名を収容できる設計とする。

### ②設置場所

第二弁操作室は、アクセス性と被ばく低減を考慮して原子炉建屋原子炉棟外でかつ遮蔽のある部屋とする必要があることから、原子炉建屋付属棟内に設置する。

また、第二弁を遠隔人力操作機構を用いて操作することから、弁の操作性のため、可能な限り第二弁に近い場所に第二弁操作室を設置する。第二弁操作室の設置位置を第 3 図に示す。

### ③遮蔽設備

第二弁操作室の壁及び床は、弁操作要員がベント開始から 3 時間滞在可能なようにコンクリート 40cm 以上の厚さを有し、さらに、第二弁操作室に隣接するエリアに格納容器フィルタベント系入口配管が設置される方向の壁及び床は、コンクリート 120cm、若しくはそれと同等以上の遮蔽能力を期待できる鉛製壁あるいは鋼製壁との複合壁とし、放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計とする。（別紙 17）

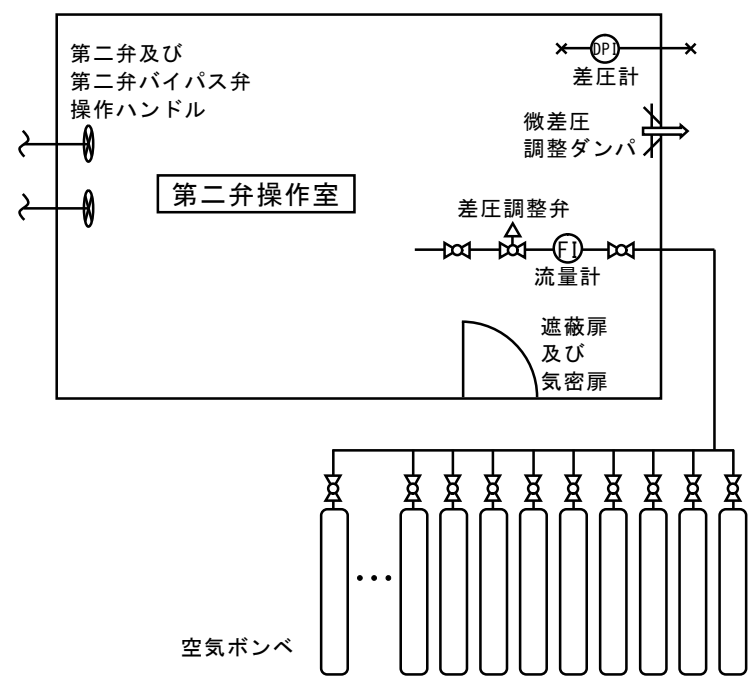


なお，第二弁操作室の入口は，遮蔽扉及び気密扉を設置し，放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減し，また，放射性物質の第二弁操作室への流入を防止する設計とする。

④第二弁操作室空気ボンベユニット

a. 系統構成

第二弁操作室空気ボンベユニットの概要図を第 7 図に示す。空気ボンベユニットから減圧ユニットを介し，流量計ユニットにより一定流量の空気を第二弁操作室へ供給する。第二弁操作室内は微差圧調整ダンパにより正圧を維持する。また，第二弁操作室内が微正圧であることを確認するため差圧計を設置する。



第 7 図 第二弁操作室空気ボンベユニット概要図



## b. 必要空気量

## (a) 二酸化炭素濃度基準に基づく必要空気量

- ・収容人数： $n=3$ （名）
- ・許容二酸化炭素濃度： $C=0.5\%$ （J E A C 4622-2009）
- ・空気ボンベ中の二酸化炭素濃度： $C_0=0.0336\%$
- ・呼吸により排出する二酸化炭素量： $M$

作業 (時間)	呼吸により排出する 二酸化炭素量： $M$ ( $\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$ )	空気調和・衛生工学便覧 の作業程度区分
弁操作 (1 時間) ※	0.074	重作業
待機 (3 時間)	0.022	極軽作業

※ 弁操作時間は第 3 表のとおり 1 時間未満であるが，保守的に 1 時間を見込む。

- ・必要換気量： $Q=M \times n / (C-C_0)$

$$\begin{aligned} \text{弁操作時 } Q_1 &= 0.074 \times 3 / (0.005 - 0.000336) \\ &= 47.6 \text{ m}^3 / \text{h} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{待機時 } Q_2 &= 0.022 \times 3 / (0.005 - 0.000336) \\ &= 14.2 \text{ m}^3 / \text{h} \end{aligned}$$

- ・必要空気量： $V=Q_1 \times 1 + Q_2 \times 3$
- $$\begin{aligned} &= 47.6 \times 1 + 14.2 \times 3 \\ &= 90.2 \text{ m}^3 \end{aligned}$$

## (b) 酸素濃度基準に基づく必要空気量

- ・収容人数： $n=3$  名
- ・吸気酸素濃度： $a=20.95\%$ （標準大気の酸素濃度）
- ・許容酸素濃度： $b=19.0\%$ （鉱山保安法施工規則）
- ・乾燥空気換算酸素濃度： $d=16.4\%$ （空気調和・衛生工学便覧）



- ・ 成人の酸素消費量： $c = (\text{呼吸量}) \times (a - d) / 100$

作業 (時間)	酸素消費量：c ( $\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$ )	呼吸量 ( $\text{L}/\text{min}$ )	空気調和・衛生工 学便覧の作業区分
弁操作 (1 時間) ※	0.273	100	歩行(300m/min)
待機 (3 時間)	0.02184	8	静座

- ・ 必要換気量： $Q = c \times n / (a - b)$

$$\text{弁操作時 } Q_1 = 0.273 \times 3 / (0.2095 - 0.190)$$

$$= 42.0 \text{ m}^3 / \text{h}$$

$$\text{待機時 } Q_2 = 0.02184 \times 3 / (0.2095 - 0.190)$$

$$= 3.36 \text{ m}^3 / \text{h}$$

- ・ 必要空気量： $V = Q_1 \times 1 + Q_2 \times 3$

$$= 42.0 \times 1 + 3.36 \times 3$$

$$= 52.08 \text{ m}^3$$

#### (c) 必要ボンベ本数

(a)，(b)の結果より，第二弁操作室内に滞在する操作員（3名）が弁操作時間を含めて4時間滞在するために必要な空気ボンベによる必要空気量は二酸化炭素濃度基準の  $90.2 \text{ m}^3$  とする。

空気ボンベの仕様は以下のとおり。

- ・ 容量：46.7L/本
- ・ 初期充填圧力：14.7MPa[gage]

したがって，1気圧でのボンベの空気量は約  $6.8 \text{ m}^3$ /本であるが，残圧及び使用温度補正を考慮し，空気供給量は  $5.5 \text{ m}^3$ /本とすると，空気ボンベの必要本数は下記の計算により17本となる。

$$90.2 / 5.5 = 16.4 \rightarrow 17 \text{ 本}$$



耐圧強化ベント系の隔離弁の閉操作の実現性について

耐圧強化ベント系と隔離する弁（2-26B-90, 2-26B-91）は、通常時全閉運用の電気作動弁であり、原子炉棟（二次格納施設内）5階に配置されている。

当該弁は、炉心の著しい損傷前において、格納容器フィルタベント系によるベントが使用できない場合に、格納容器から大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する場合に開操作する。しかしながら、格納容器フィルタベント系は十分な信頼性を有しており、使用不能となる可能性は低いことから、基本的に耐圧強化ベント系を使用することはないものとする。

そこで、仮定として当該弁を閉とする場合の実現性を検討する。

当該弁の電源は、全交流動力電源喪失時においても代替交流電源設備（常設・可搬型）から給電が可能ことから、中央制御室から遠隔で閉操作が可能であるが、万一中央制御室から遠隔操作ができない場合には、当該弁の設置場所で手動により閉操作する必要がある。第1図に例として2-26B-90の外観を示す。クラッチレバーを手動操作位置にすることで、操作ハンドルにより閉操作が可能である。

炉心の著しい損傷前において、格納容器中に放出される放射エネルギーは、設計基準事故である原子炉冷却材喪失時において燃料から追加放出される放射能と同程度と仮定することができる。この仮定のもとでのドライウェル及びサブプレッションチェンバ内の線量率は最大で約4Sv/hとなるが、当該弁の設置位置は原子炉建屋原子炉棟内にあり、格納容器を囲む約190cmのコンクリートで遮蔽されているため、コンクリートによる減衰を考慮すると、操作場所における格納容器からの放射線の影響は小さい。

したがって、耐圧強化ベント系との隔離弁については、人力による操作が可能である。

なお、ドライウェル及びサブプレッションチェンバ内の線量率は、それぞれの



空間容積を等価な半径に仮定し，以下のサブマージョンモデルにより求めた。

$$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q}{V} \cdot E_{\gamma} \cdot (1 - e^{-\mu R}) \cdot 3.600(\text{s/h})$$

ここで，

$D$  : 線量率 (Sv/h)

$6.2 \times 10^{-14}$  : サブマージョンモデルによる換算係数  $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Sv}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}}\right)$

$Q$  : 格納容器内放射能存在量

(約  $6.0 \times 10^{15} \text{Bq}$  :  $\gamma$  線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)

$V$  : 格納容器内空間容積 ( $9,800 \text{m}^3$ )

$E_{\gamma}$  :  $\gamma$  線のエネルギー (0.5MeV/dis)

$\mu$  : 空気に対する  $\gamma$  線の線エネルギー吸収係数

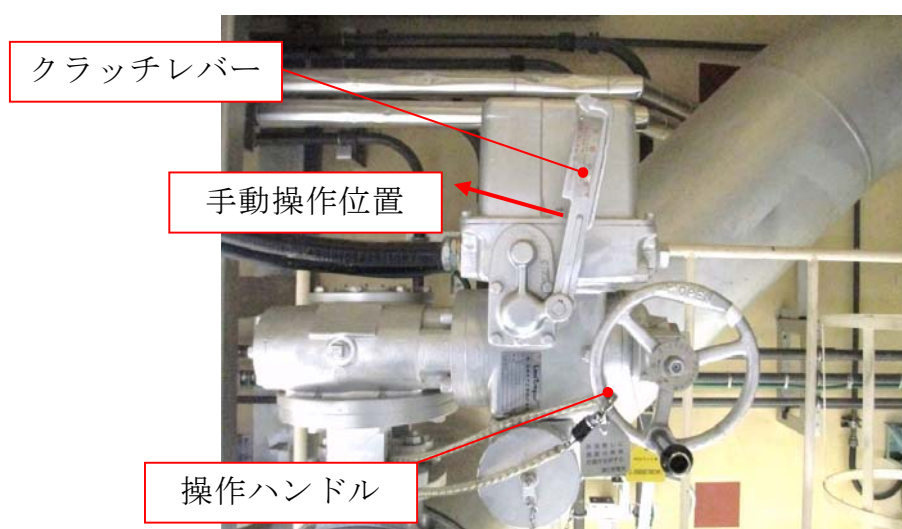
( $3.9 \times 10^{-3} \text{m}^{-1}$ )

$R$  :  $V_A$  と等価な半球の半径 (m)

$$R = \sqrt[3]{\frac{3V_A}{2\pi}}$$

$V_A$  : 線源範囲となる空間容積 (ドライウエル :  $5,700 \text{m}^3$ )

(サプレッションチェンバ :  $4,100 \text{m}^3$ )



第 1 図 2-26B-90 外観



### フィルタ装置における化学反応熱について

重大事故等発生時に格納容器で発生したエアロゾル及び無機よう素がフィルタ装置に到達し、ベンチュリスクラバにおいて無機よう素が化学反応した際の生成物は中性物質（よう化ナトリウム (NaI)、硫酸ナトリウム ( $\text{Na}_2\text{SO}_4$ )) であり、スクラビング水の pH に与える影響はほとんどない。また、ベンチュリスクラバにて無機よう素スクラビング水と化学反応することによって発熱するが、この発熱量と、設計条件であるベントフィルタ内の放射性物質の崩壊による発熱量 (500kW) とを比較した結果、ベンチュリスクラバにおける化学反応の発熱量は約  $1/40$  であり、化学反応の発熱量の影響が十分小さいことを確認した。

重大事故等発生時に格納容器で発生した有機よう素及びベンチュリスクラバを通過した無機よう素について、放射性よう素除去フィルタにおいて有機よう素及び無機よう素が化学反応した際の生成物のうち、硝酸メチルは爆発性のおそれがある物質とされているが、生成量は約 0.003vol%と微量であることから、爆発することはないと考えられる。なお、生成物のうち、よう化銀については、光によって分解する性質があるが、放射性よう素除去フィルタは容器内の遮光された環境にあるため、光分解によるよう素の放出は発生しない。また、放射性よう素除去フィルタにて有機よう素及び無機よう素が吸着剤と化学反応することによって発熱・吸熱するが、化学反応の発熱・吸熱による温度変化量を評価した結果、放射性よう素除去フィルタの温度変化が十分小さいことを確認した。

#### 1 ベンチュリスクラバにおける化学反応による発熱量

##### (1) ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの化学反応による発熱量

ベンチュリスクラバで捕集されるエアロゾルは核分裂生成物エアロゾル



と構造材エアロゾルがある。核分裂生成物エアロゾルは別紙 2 に記載のとおりであり、構造材エアロゾルは炉内構造物等の金属及びコンクリート含有元素 (Si, Ca, Mg, Al, K 等) で構成されている。それらがスクラビング水と反応したときの反応熱の中で 1mol 当たりの発熱量が最も大きいのは  $K_2O$  であることから、ここでは K の酸化物である  $K_2O$  で代表し、設計条件である 400kg 全量が  $K_2O$  としてスクラビング水で反応したときの発熱量にて影響を評価する。

ベンチュリスクラバにおける  の化学反応は以下の熱化学方程式のとおりである。

それぞれの化学種の標準生成エンタルピーは以下の値となる (参考図書 1)。

熱化学方程式と標準生成エンタルピーより、 となる。

以上より、1mol の  の反応には  の発熱量を伴うこととなる。

400kg は  に当たることから、発熱量は  となる。



## (2) ベンチュリスクラバにおける無機よう素の化学反応による発熱量

ベンチュリスクラバにおける無機よう素の捕集は、スクラビング水に添加する薬剤により行われ、その化学反応は以下の熱化学方程式のとおりである。

アルカリ性条件下（発熱反応）

それぞれの化学種の標準生成エンタルピーは以下の値となる（参考図書 1）。

熱化学方程式と標準生成エンタルピーより、 となる。

以上より、1mol の無機よう素の反応には  の発熱量を伴うこととなる。

フィルタ装置に貯留するスクラビング水  には

含有しているこ

とから、 $S_2O_3^{2-}$  の量は  となる。

一方、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量について、以下のとおり設定する。

a. 炉内内蔵量

別紙 11 のとおり。

b. 格納容器へのよう素放出割合（61%）



別紙 11 のとおり。

c. 格納容器に放出されるよう素のうち無機よう素生成割合 (91%)

別紙 11 のとおり。

以上より、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素 (分子量 253.8 g/mol)  の量は  となる。無機よう素と   の反応による発熱量はモル数の少ない無機よう素の量により決定される。この場合無機よう素と  の反応により生じる全発熱量は、 となる。

### (3) ベンチュリスクラバにおける化学反応の発熱量の評価

以上より、ベンチュリスクラバにおける化学反応による発熱量が与える影響はないと言える。

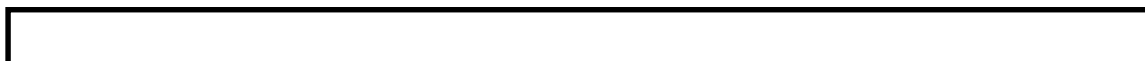


## 2 よう素除去部における化学反応による発熱

## (1) よう素除去部における有機よう素の化学反応による発熱量

よう素除去部における有機よう素の捕集は、銀ゼオライトへの吸着反応として行われ、その化学反応は以下の熱化学方程式のとおりである。

アルカリ性条件下（発熱反応）



それぞれの化学種の標準生成エンタルピーは以下の値となる（参考図書 1）。



熱化学方程式と標準生成エンタルピーより、 となる。

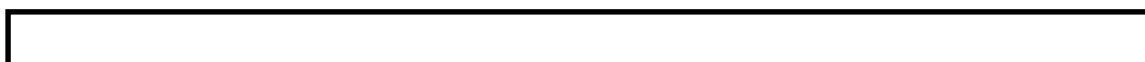
以上より、1mol の有機よう素  $\text{CH}_3\text{I}$  の反応には  の発熱量を伴うこととなる。

ここで、よう素除去部に流入する有機よう素の量は、別紙 11 に記載のとおり  となる。したがって、よう素除去部における有機よう素の反応による発熱量は  となる。

有機よう素の全量が 10 分間（600 秒）でよう素除去部へ捕集されたと考えると、発熱量は  となる。

## (2) よう素除去部における無機よう素の化学反応による吸熱量

よう素除去部における無機よう素  $\text{I}_2$  の銀ゼオライトへの吸着反応は、以下の熱化学方程式で示される。





それぞれの化学種の標準生成エンタルピーは以下の値となる（参考図書 1）。



熱化学方程式と標準生成エンタルピーより，となる。

以上より，1mol の無機よう素（ $I_2$ ）の反応には  の吸熱量を伴うこととなる。

ここで，無機よう素の反応は吸熱反応であることから，保守的に評価に含めないこととする。

### (3) よう素除去部における化学反応の発熱量の評価





以上より，よう素除去部における化学反応による発熱量が与える温度変化は十分小さいため，影響はないと言える。

〈参考図書〉

1. 化学便覧基礎編改訂 5 版



スクラビング水の粘性の変化が除去性能に与える影響について

ベントにより格納容器からフィルタ装置にエアロゾルが移行する。スクラビング水の粘性は、エアロゾルが可溶性の場合はそのエアロゾルの水和性と溶解する量によって、不溶性の場合はスクラビング水に分散する固体粒子の量によって変化する。可溶性エアロゾル又は不溶性エアロゾルの影響によるスクラビング水の粘性率の変化を保守的に評価した結果、その変化は十分小さく、DF への影響がないことを確認した。

## (1) フィルタ装置内に移行するエアロゾル等の影響

重大事故等発生時に格納容器内へ放出されるエアロゾルがベントによりフィルタ装置に移行することから、NUREG-1465 に記載されている格納容器への放出割合を参照し、フィルタ装置内への移行するエアロゾル量を基にスクラビング水への影響を評価する。なお、NUREG-1465 では格納容器への放出過程（Early In-Vessel, Late In-Vessel 等）ごとに格納容器への移行割合を与えており、本評価では事故後長期にわたってスクラビング水への影響を評価するため、放出過程ごとの放出割合の合計値をエアロゾル移行量の算出に使用している。

ベント後のスクラビング水には、可溶性エアロゾルと不溶性エアロゾルがそれぞれ存在することとなる。エアロゾルの種類と溶解の可否を第 1 表に示す。



第 1 表 エアロゾル（設計条件）の種類と溶解の可否

核種グループ	代表化学形態	FP エアロゾル移行量 (kg)	溶解の可否
Halogens	CsI		可溶性
Alkali metal	CsOH		可溶性
Te	TeO <sub>2</sub> , Sb		不溶性
Ba, Sr	BaO, SrO		可溶性
Noble metals	MoO <sub>2</sub>		不溶性
Ce	CeO <sub>2</sub>		不溶性
La	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>		不溶性
構造材	SiO <sub>2</sub> 等		大半は不溶性
	合計	400	—

可溶性エアロゾルと不溶性エアロゾルでは、スクラビング水の粘性に与える影響はそれぞれ異なることから、可溶性エアロゾル、不溶性エアロゾルに分けて粘性に与える影響を確認する。

なお、流体が流動する際の抵抗を示す粘性の大きさは、粘性率  $\eta$  [mPa・s] で表され、水の粘性率は水温 10℃の場合は約 1.3[mPa・s]、80℃の場合は約 0.3[mPa・s]である（参考図書 1）。

#### a. 可溶性エアロゾルの影響

エアロゾルがスクラビング水に溶解すると、分解してイオンとして存在し、溶解したイオンの周囲に水分子が水和しやすい場合には、イオンと水分子が集団として振る舞うため移動しにくくなり、粘性率が大きくなる。一方、溶解したイオンの周囲に水分子が水和しにくい場合には、イオンや水分子が移動しやすくなり、粘性率が小さくなる（参考図書 2）。

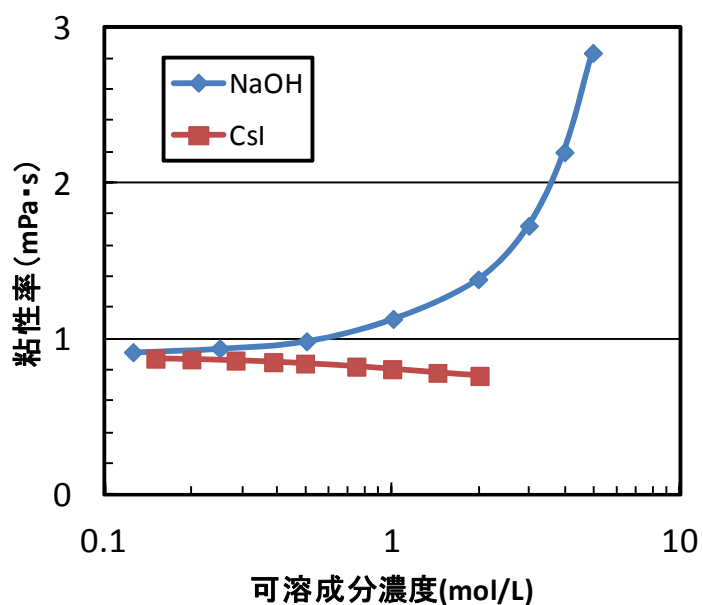
ベント実施後にフィルタ装置に含まれる主な陽イオンには、Na<sup>+</sup>、K<sup>+</sup>、CS<sup>+</sup>があり、陰イオンには OH<sup>-</sup>、Cl<sup>-</sup>、Br<sup>-</sup>、I<sup>-</sup>、CO<sub>3</sub><sup>2-</sup>、HCO<sub>3</sub><sup>-</sup>、SO<sub>4</sub><sup>2-</sup>がある。これらイオンのうち、水和しやすく粘性率の増加に最も寄与する陽イオンは Na<sup>+</sup>、陰イオンは OH<sup>-</sup>であり、水和しにくく粘性率の減少に寄与する陽イオンは



$\text{Cs}^+$ ，陰イオンは  $\text{I}^-$  であると考えられる（参考図書 1, 3）。

このため，フィルタ装置にエアロゾルが移行した場合の粘性率は，エアロゾルの全量を水酸化ナトリウム ( $\text{NaOH}$ ) として評価したとき最も大きく，ヨウ化セシウム ( $\text{CsI}$ ) として評価したときには小さくなる。

水酸化ナトリウムとヨウ化セシウムが水に溶解した場合の粘性率の変化を第 1 図に示す。



第 1 図  $\text{NaOH}$  と  $\text{CsI}$  が水に溶解した場合の粘性率の変化 (25°C)

( $\text{NaOH}$  : 参考図書 4,  $\text{CsI}$  : 参考図書 5)



スクラビング水に添加している化学薬剤の [ ]  
 [ ] であり、この  
 スクラビング水の粘性率は、化学薬剤を全て水酸化ナトリウムとして評価  
 すると、第 1 図より [ ] mPa・s となる。

また、スクラビング水の粘性率の変化を保守的に評価するため、仮にフ  
 ィルタ装置に移行するエアロゾルが全て水酸化ナトリウム（400kg＝  
 10,000mol）と想定とすると、その溶液のモル濃度は [ ] mol/l 上昇し、  
 [ ] mol/l となり、可溶性エアロゾルが溶解したスクラビング水の粘性  
 率は、第 1 図より [ ] mPa・s となる。

以上より、可溶性エアロゾルが溶解した場合のスクラビング水の粘性率  
 の変化は、フィルタ装置待機時のスクラビング水の粘性率に比べて、わず  
 か（ [ ] mPa・s 大きくなる）と評価できる。

なお、JAVA 試験における初期のスクラビング水に含まれる化学薬剤の質  
 量パーセント濃度は、 [ ]  
 では [ ] wt% であり、これらのモル濃度はそれぞれ [ ]  
 [ ] mol/l となることから、このスクラビング水の粘性率は、化学薬剤が全  
 て水酸化ナトリウムとして評価すると、第 1 図より [ ] mPa・s となる。

#### b. 不溶性エアロゾルの影響

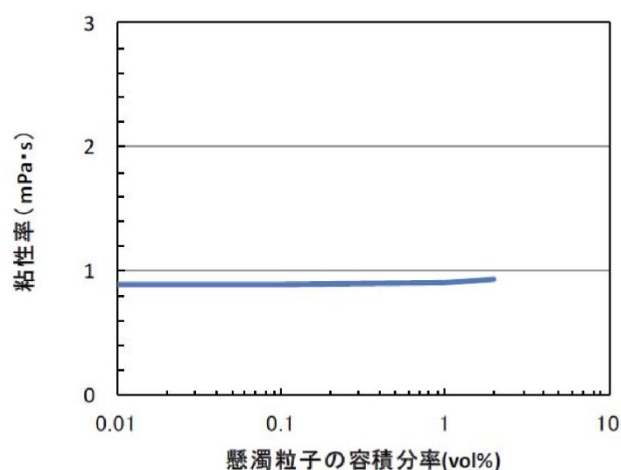
エアロゾルが不溶性の場合、スクラビング水中ではコロイド等の懸濁粒  
 子濃度が上昇すると考えられる。このような懸濁粒子が分散した溶液の粘  
 性率はアインシュタインの粘度式等によって評価することができる（参考  
 図書 1）。

$$\eta / \eta_0 - 1 = 2.5 \phi$$

ここで、 $\eta$ ：懸濁粒子溶液の粘性、 $\eta_0$ ：分散溶媒の粘性、 $\phi$ ：懸濁粒子



の容積分率を示す。上式を用いて、懸濁粒子濃度が粘性率に及ぼす影響を評価した結果を第2図に示す（アインシュタインの粘度式の成立限界である容積分率 2%までを記載）。



第2図 不溶性分が共存した場合の粘性率の変化（25℃）

スクラビング水の粘性率の変化を保守的に評価するため、仮にフィルタ装置に移行するエアロゾルを全て不溶性のエアロゾル（密度  $\square$  g/cm<sup>3</sup>）とし、最低水量の  $\square$  t に加わったとして懸濁粒子の容積分率を算出すると、 $\square$  vol%となる。第2図によると懸濁粒子の容積分率 2vol%程度まで粘性率がほとんど上昇していないため、不溶性エアロゾルによるスクラビング水の粘性率の変化はほとんどないと評価できる。

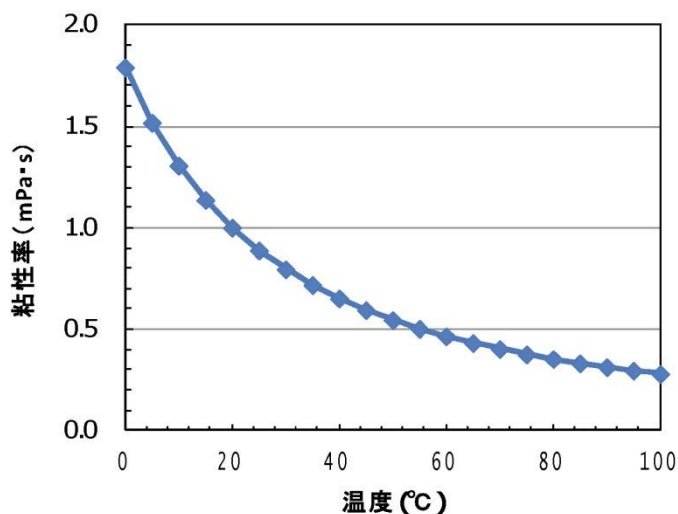
なお、上記の密度  $\square$  g/cm<sup>3</sup> は、コア・コンクリート反応で発生するコンクリート由来のエアロゾルを想定したものであり、TeO<sub>2</sub>（密度約 5.7g/cm<sup>3</sup>）等の密度の大きいエアロゾルを想定するよりも懸濁粒子の容積分率を大きく算定するため、保守的な評価となっている。



## (2) 評価結果

粘性率の増加量は、粘性率の変化が大きい可溶性エアロゾルの場合においても下記のとおりであり、第3図に示す純水の温度変化に伴う粘性率の変化量と同等であるため、この粘性率の変化は十分小さい。よって、フィルタ装置を長期に使用する場合においても、スクラビング水の粘性のDFへの影響はないと考えられる。

- ・可溶性エアロゾル（水酸化ナトリウム 400kg）が溶解した場合のスクラビング水の粘性率の変化は、待機時のスクラビング水と比べた場合は   $\text{mPa}\cdot\text{s}$  大きくなる。
- ・可溶性エアロゾル（水酸化ナトリウム 400kg）が溶解した場合のスクラビング水の粘性率の変化は、JAVA 試験における初期のスクラビング水と比べた場合には、  $\text{mPa}\cdot\text{s}$  大きくなる。



第3図 水の粘性率に及ぼす温度の影響

なお、エアロゾルには有機物が含まれていないため、温度が上昇した場合にも粘性率を著しく大きくさせることはない。



## 〈参考図書〉

1. 化学便覧改訂 3 版基礎編Ⅱ
2. 上平恒, 「水の分子工学」
3. 横山晴彦, 田端正明「錯体の溶液化学」
4. Pal M. Sipos, Glenn Hefter, and Peter M. May, Viscosities and Densities of Highly Concentrated Aqueous MOH Solutions ( $M^+$ )  $Na^+$ ,  $K^+$ ,  $Li^+$ ,  $Cs^+$ ,  $(CH_3)_4N^+$ ) at 25.0 ° C, J. Chem. Eng. Data, 45, 613-617 (2000)
5. Grinnell Jones and Holmes J. Fornwalt, The Viscosity of Aqueous Solutions of Electrolytes as a Function of the Concentration. III. Cesium Iodide and Potassium Permanganate, J. Am. Chem. Soc., 58 (4), 619-625 (1936)
6. Joseph Kestin, H. Ezzat Khalifa and Robert J. Correia, Tables of the Dynamic and Kinematic Viscosity of Aqueous NaCl Solution in the Temperature Range 20-150°C and the Pressure Range 0.1-35MPa, J. Phys. Chem. Ref. Data, Vol.10, No.1 (1981)
7. 日本機械学会 蒸気表 <1999>



窒素発生装置の容量について

可搬型窒素供給装置の窒素容量は、下記①②を考慮して設定している。

- ① ベント後，中長期的に格納容器除熱系が復旧した後に窒素供給を開始し，  
除熱中の格納容器内の水素濃度を4%（水素の可燃限界温度）未満あるいは酸素濃度を5%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に維持
- ② ベント停止後の格納容器フィルタベント系における水素ガス滞留防止のため，窒素の供給を行い，格納容器フィルタベント系の系統内の水素濃度を4%（水素の可燃限界温度）未満あるいは酸素濃度を5%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に維持

可搬型窒素供給装置の主要な仕様を第1表に示す。

第1表 可搬型窒素供給装置の主要仕様

窒素容量	約200Nm <sup>3</sup> /h
窒素純度	99.0vol%以上
窒素供給圧力	0.5MPa（可搬型窒素供給装置出口にて）

以下に，可搬型窒素供給装置の窒素供給量の設定について示す。



## (1) 格納容器における可搬型窒素供給装置の容量

ベント開始後に格納容器内で発生する水素及び酸素は、サプレッション・プールに移行した放射性物質による水の放射線分解によるものが支配的となる。ベントシーケンスである「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）」におけるM A A P解析に基づき評価した水素及び酸素の発生量を第2表に示す。なお、水素及び酸素の発生量算出については、以下の式により算出した。ベント後の格納容器除熱によって格納容器内は非沸騰状態にあることを想定し、水素発生量のG値は0.25、酸素発生量のG値は0.125とする。

## ① 発生水素（酸素）分子数 [分子数/J]

$$= G \text{ 値 [分子/100eV] } / 100 / (1.602 \times 10^{-19} \text{ [J]})$$

## ② 水素（酸素）発生量 [分子数/s]

$$= \text{崩壊熱 [MW]} \times 10^6 \times \text{発生水素（酸素）分子数 [分子数/J]} \times \text{放射線吸収割合}$$

③ 水素（酸素）発生量 [m<sup>3</sup>/h]

$$= \text{水素発生量 [分子数/s]} / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600$$



第2表 想定事象における格納容器内の水素及び酸素の発生量

対象	放射線	放射性物質移行量		発生量[m <sup>3</sup> /h]※	
	吸収割合	割合[%]	崩壊熱[MW]	水素	酸素
炉心部（コリウム）※	0.1	62.0	6.100	1.27	0.64
炉心部（コリウム以外）	1.0	9.0	0.889	1.85	0.93
D/W 及びペデスタル部	1.0	0.3	0.030	0.06	0.04
S/P	1.0	26.0	2.550	5.33	2.67
合計	—	97.3	9.569	8.51	4.28

※ ベント停止は事象発生7日後とし、7日後の崩壊熱として10MWを想定する。

※ 酸素濃度を厳しく評価するため、水素発生量は小数点第3位を切り下げ、酸素発生量は小数点第3位を切り上げる。

※ 炉心部ではβ線が燃料被覆管で吸収されることを考慮し、放射線吸収割合を0.1としている。

この結果より、酸素濃度を5%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に抑えるために必要な窒素供給量 $x$ を求める。

$$\frac{\text{酸素発生量} + \text{窒素供給装置からの酸素供給量}}{\text{水素発生量} + \text{酸素発生量} + \text{窒素供給装置の供給量} (x)} < 0.05$$

$$\frac{4.28 + x \times 0.01}{8.51 + 4.28 + x} < 0.05$$

$$x > 91.1 \text{ (小数点第2位切上げ)}$$

上記結果より、必要窒素供給量は91.1Nm<sup>3</sup>/hである。窒素供給装置の1台当たりの容量は200Nm<sup>3</sup>/hであることから、格納容器用の窒素供給装置の必要台数は1台となる。

なお、この時の水素は可燃限界濃度の4%を超えるが、上述のとおり酸素の濃度が5%（水素を燃焼させる下限濃度）を超えないことから水素が燃焼する



ことはない。

## (2) 格納容器フィルタベント系における可搬型窒素供給装置の容量

ベント開始後に格納容器フィルタベント系のフィルタ装置で発生する水素及び酸素は、フィルタ装置に移行した放射性物質による水の放射線分解によるものが支配的となる。このため、フィルタ装置で発生する水素及び酸素の量は、(1)に示した①～③の式により算出できる。スクラビング水は沸騰しているものと想定し、水素発生量のG値は0.4、酸素発生量のG値は0.2とする。その他の情報については、以下のとおりとする。

崩壊熱量：0.5MW（フィルタ装置の設計条件）

放射線吸収割合：1.0

以上より、水素の発生量は $1.67\text{m}^3/\text{h}$ 、酸素の発生量は $0.836\text{m}^3/\text{h}$ となる。

水素及び酸素の発生量より、酸素濃度を5%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に抑えるために必要な窒素供給量 $y$ を求める。

$$\frac{\text{酸素発生量} + \text{窒素供給装置からの酸素供給量}}{\text{水素発生量} + \text{酸素発生量} + \text{窒素供給装置の供給量} (y)} < 0.05$$

$$\frac{0.836 + z \times 0.01}{1.67 + 0.836 + y} < 0.05$$

$$y > 17.8 \text{（小数点第2位切上げ）}$$

上記より、必要窒素供給量は $17.8\text{Nm}^3/\text{h}$ となる。窒素供給装置の1台当たりの容量は $200\text{Nm}^3/\text{h}$ であることから、格納容器フィルタベント系用の窒素供給装置の必要台数は1台となる。



### フィルタ装置入口配管の位置について

東海第二発電所のフィルタ装置入口配管は、フィルタ装置の通常水位より低い位置でフィルタ装置に接続される。以下に機器設計上の考え方と、この設計による悪影響の有無について検討する。

#### (1) 機器設計上の考え方

東海第二発電所のフィルタ装置には、容器内部に有機よう素を除去するための銀ゼオライトフィルタを設置している。この銀ゼオライト充填や容器内部の入槽点検には、上部マンホールから容器内部に作業者が入り作業を行う必要がある。以下に示すように入口配管の接続位置はフィルタ性能に影響を及ぼすことはないことから、作業性を考慮して容器内部の作業エリアに大きな配管が極力配置されないように、銀ゼオライトフィルタ室より低い位置で入口配管を接続した設計としている。

#### (2) 悪影響の有無について

入口配管がフィルタ装置の通常水位より低い位置でフィルタ装置に接続することから、第 1 図のとおりスクラビング水を内包した入口配管が容器の外に配置されることとなる。これによるフィルタ性能への影響、バウンダリへの影響及び放射性防護の観点から悪影響の有無を検討する。

なお、強度や耐震性への影響は構造（入口配管の位置）を適切に反映して評価することから、問題はない。

##### a. フィルタ性能への影響

フィルタ装置使用时には入口配管のスクラビング水を押し出す必要がある。入口配管の位置がフィルタ装置の内部・外部に関わらず、格納容器からのガスは待機時水位とベンチュリノズル分配管との差分の水位を押し込む必要がある。この押し込み水位は入口配管の位置による差はほとんどない。



したがって、入口配管が通常水位より下でフィルタ装置に接続されても、格納容器からのガスはベンチュリノズルに導かれ、エアロゾルや無機よう素を捕集することから、入口配管の位置が放射性物質の捕集性能に影響を及ぼすことはない。

なお、JAVA 試験設備においては、  
 エアロゾルや無機よう素に対して、十分な除去性能を有することが確認されている。

b. バウンダリへの影響

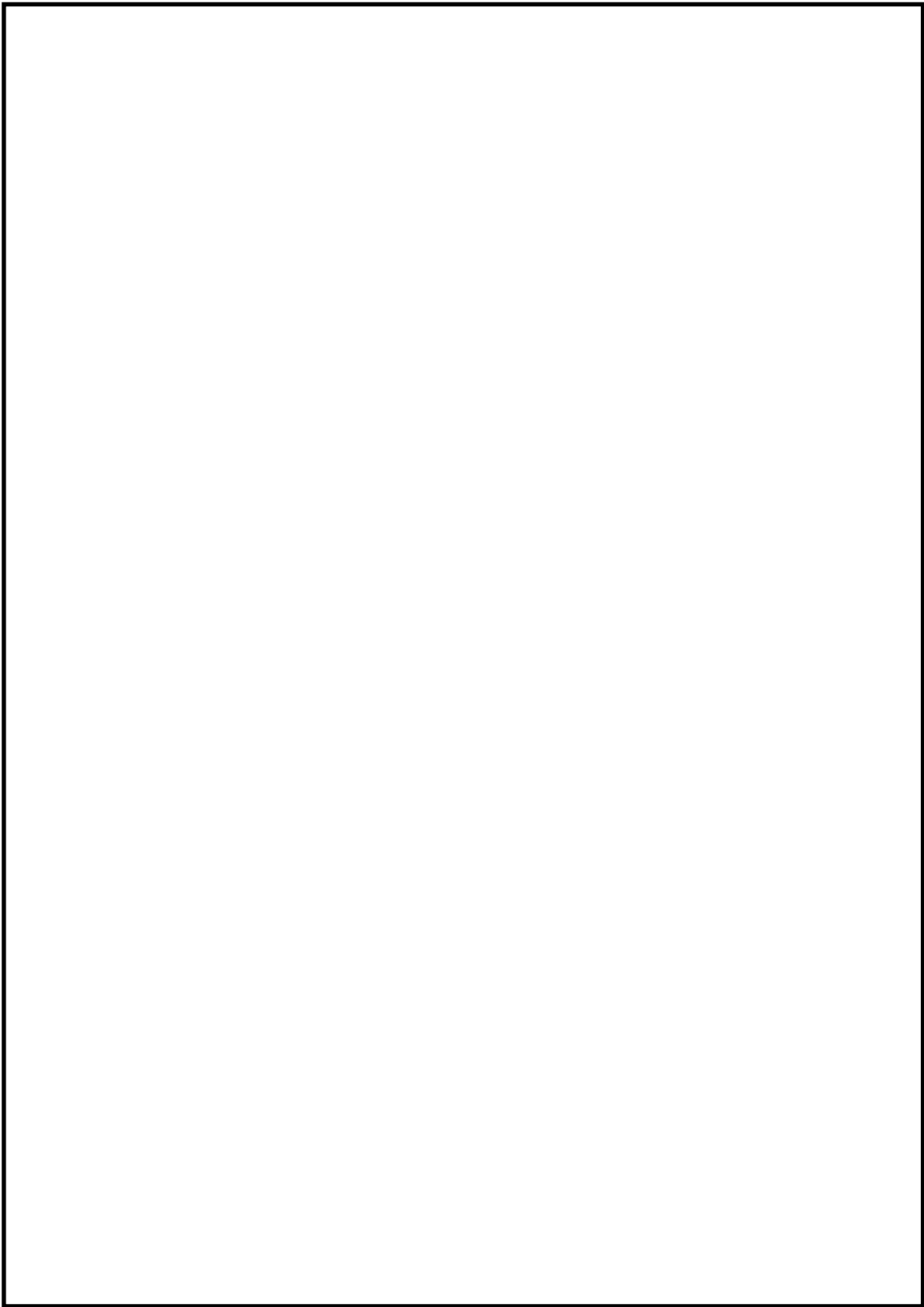
系統待機時にスクラビング水はフィルタ装置外部の入口配管内にも貯留されるが、配管の材質は耐アルカリ性を考慮して、フィルタ装置同様ステンレス鋼を採用することで、バウンダリへの影響はない。

c. 放射線防護への影響

フィルタ装置使用後は、入口配管にも放射性物質を含んだスクラビング水が貯留される。フィルタ装置内部に入口配管が位置する場合と比べると、入口配管表面の放射線量率は高くなるが、格納槽の遮蔽壁内に位置することから、運転員への影響はない。

以上より、入口配管のフィルタ装置への接続位置が、フィルタ性能等へ悪影響を及ぼすことはなく、現在の接続位置は妥当と考える。





第 1 図 フィルタ装置入口配管の接続位置による比較



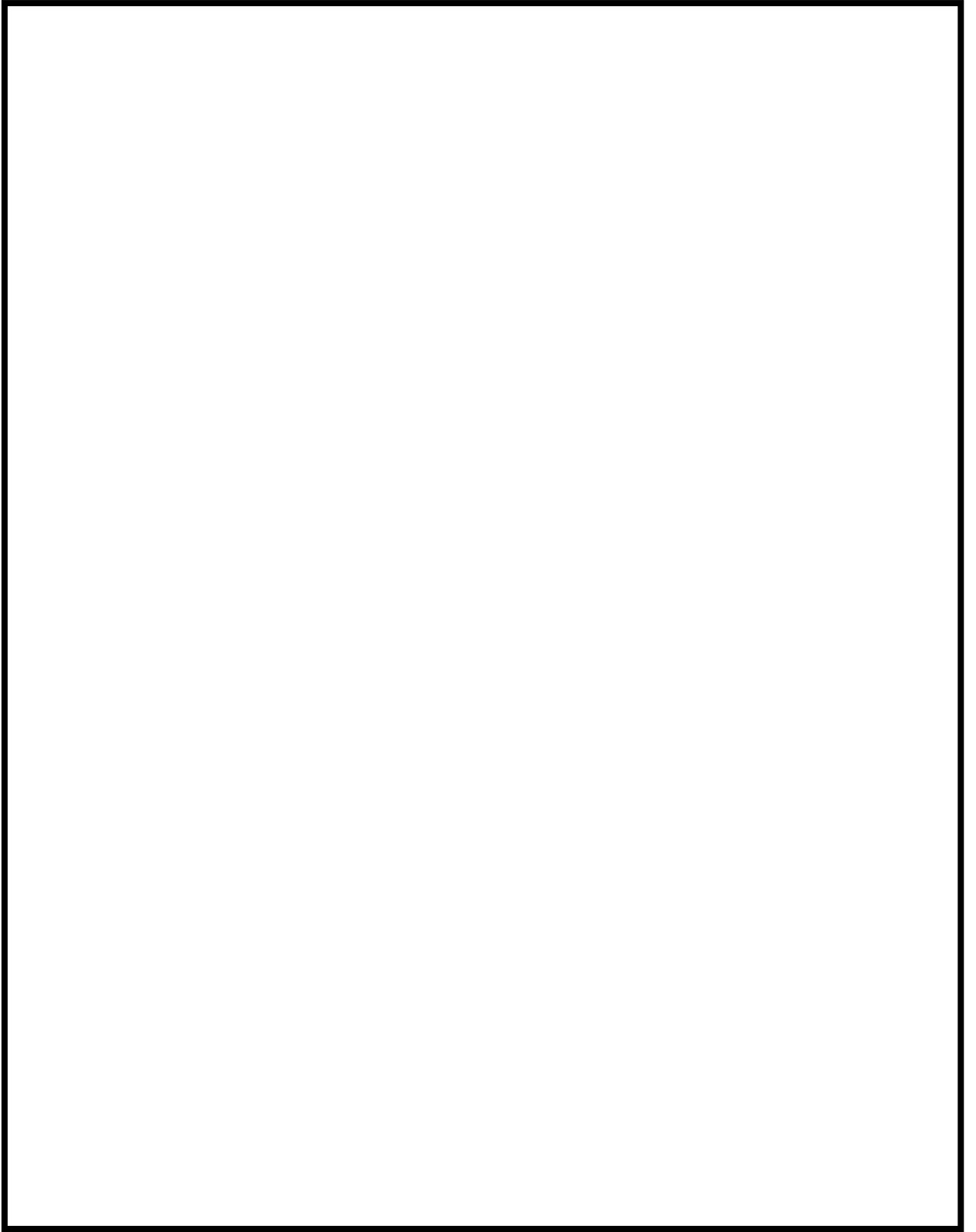
## フィルタ装置の他プラントとの比較について

フィルタ装置を構成しているフィルタ容器やよう素除去部について、各電力、様々な設計となっていることから、これを比較し東二特有な設計となっている点が、他の設計に劣ることがないかを確認する。

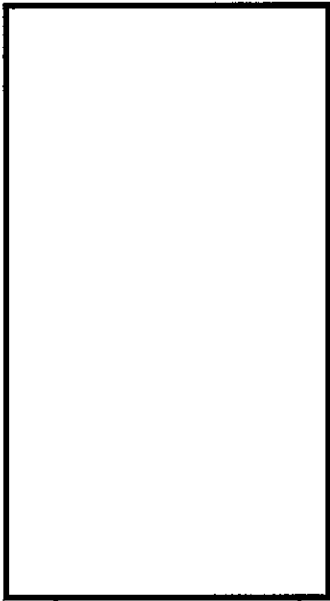
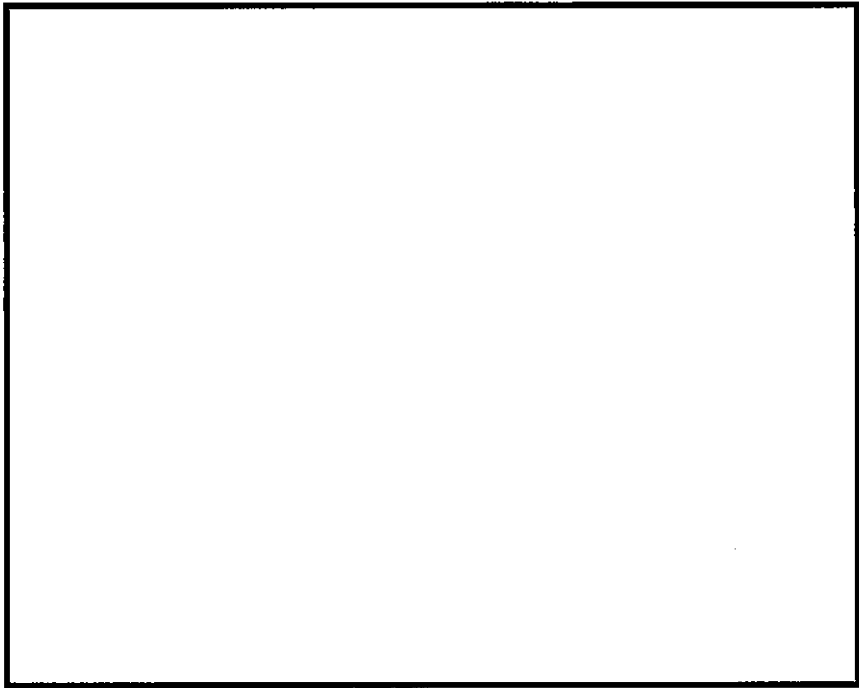
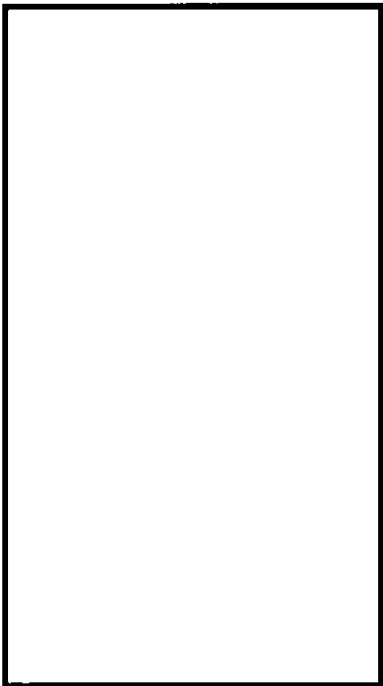
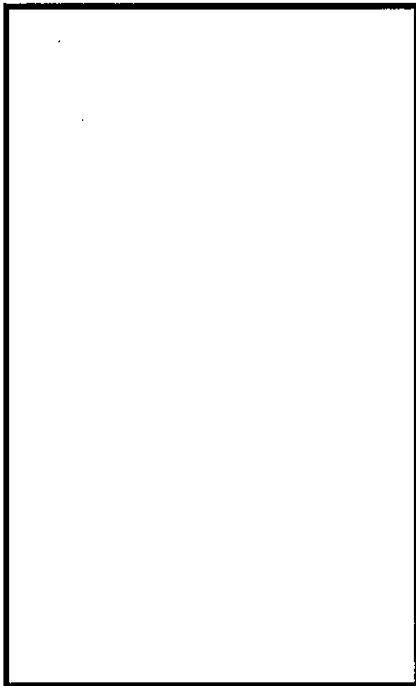
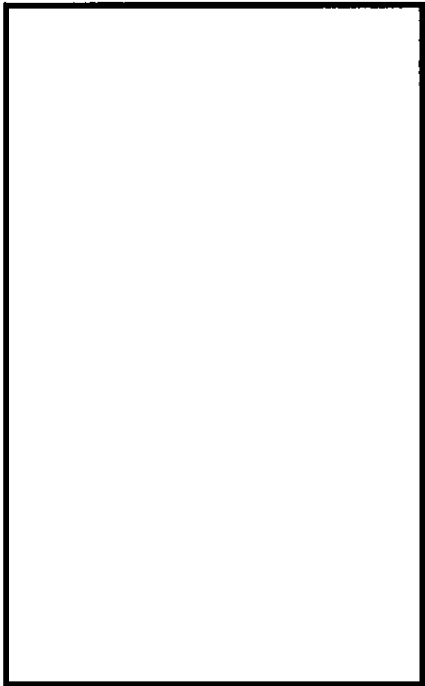
第 1 表及び第 1 図に東海第二発電所と他発電所のフィルタ装置の構成等の比較を示す。東海第二の特有な設計として、入口配管がスクラビング水位の下に位置していることがあげられるが、別紙 53 に示す通り、悪影響はないと考えられる。

なお、入口配管がスクラビング水位の下に位置していることにより、分配管までの距離が小さくなり、各分配管に流入するエアロゾルの量に偏りが生じる可能性があるが、JAVA 試験結果により、エアロゾルの濃度に差があっても十分な除去性能を有していることが確認されている（別紙 46 第 4 表）ことから、仮に、各分配管に流入するエアロゾルの量に偏りがあっても、問題はないと考えられる。







<div>高さ：約 10m</div> <div></div> <div>胸径：約 5m</div>	<div></div>	
<div>東海第二発電所</div> <div>入口配管位置：<div></div></div>	<div>柏崎刈羽 6 / 7 号炉</div> <div>入口配管位置：<div></div></div>	
<div></div>	<div></div>	<div></div>
<div>浜岡 4 号炉，女川 2 号炉</div> <div>入口配管位置：<div></div></div>	<div>島根 2 号炉</div> <div>入口配管位置：<div></div></div>	<div>JAVA 試験</div> <div>入口配管位置：<div></div></div>

第 1 図 フィルタ装置入口配管位置の比較