

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉審査資料	
資料番号	KK67-0072 改50
提出年月日	平成29年6月6日

## 柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

### 重大事故等対処設備について

平成29年6月

東京電力ホールディングス株式会社

## 目次

1. 重大事故等対処設備
  - 1.1 重大事故等対処設備の設備分類
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
    - 2.1.3 耐津波設計の基本方針
  - 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
    - 2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等
    - 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
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
  - 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
  - 3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
  - 3.4 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
  - 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
  - 3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
  - 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
  - 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
  - 3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
  - 3.10 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
  - 3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
  - 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
  - 3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
  - 3.14 電源設備
  - 3.15 計装設備
  - 3.16 原子炉制御室
  - 3.17 監視測定設備
  - 3.18 緊急時対策所
  - 3.19 通信連絡を行うために必要な設備
  - 3.20 原子炉本体
  - 3.21 原子炉格納施設
  - 3.22 燃料貯蔵施設
  - 3.23 非常用取水設備

別添資料-1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置について）

別添資料-2 復水補給水系を用いた代替循環冷却の成立性について

別添資料-3 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について

### 3.5.2.1.4 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。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、屋外の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管し、重大事故等時にタービン建屋の接続口付近の屋外に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能が有効に発揮することできるように、以下の表3.5-4のとおり設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の操作は、熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）に付属する操作スイッチにより、想定される重大事故等時において、設置場所から操作可能な設計とする。風（台風）による荷重については、転倒しないことの確認を行っているが、詳細評価により転倒する結果となった場合は、転倒防止措置を講じる。積雪の影響については、適切に除雪する運用とする。また、降水及び凍結により機能を損なわないよう防水対策を行うとともに、凍結対策を行う。さらに、使用時に海水を通水する熱交換器ユニット内の一部及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、海水の影響を考慮した設計とし、ストレーナを設置することで異物の流入を防止する設計とする。なお、熱交換器ユニットについては、地震により転倒するおそれがある場合、熱交換器、代替原子炉補機冷却水ポンプ等を収納したコンテナ部を車両から降ろし、治具や架台等により転倒防止措置を講じる。

(48-8, 48-9, 48-12)

表 3.5-4 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	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。
海水を通水する系統への影響	使用時に海水を通水する機器については海水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考慮した上で機器が損傷しないことを確認し、治具や輪留め等により転倒防止対策を行う。

(次頁へ続く)

### 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に、炉心の著しい損傷等を防止するため、大気を最終ヒートシンクとして原子炉格納容器から熱を輸送することを目的として使用する。

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ウェットウェルベントを優先とするが、サプレッション・チェンバ側のベントラインが水没した場合、若しくは何らかの原因によりサプレッション・チェンバ側からのベントが実施できない場合は、ドライウェル側からベントを行う。ドライウェルベントを行った際には、サプレッション・チェンバ内の雰囲気ガスは真空破壊弁を経由してドライウェルへ排出される。

本システムは、電源設備（常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備）、計測制御装置、及び流路である不活性ガス系、耐圧強化ベント系、遠隔空気駆動弁操作設備及び非常用ガス処理系の配管及び弁並びに主排気筒（内筒）等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び本システムを経由して非常用ガス処理系へ導き、原子炉建屋屋上に設置している主排気筒（内筒）を通して大気へ放出する。

本システムに関する系統概要図を図 3.5-4、本システムに関する重大事故等対処設備一覧を表 3.5-13 に示す。

### 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の設備として、格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却系を設ける。

##### (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の第 1 項 a), b)）

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格納容器圧力逃がし装置を使用する。

この設備は、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の第 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、フィルタ装置及びよう素フィルタを設置する設計とする。

フィルタ装置にて、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 99.9%以上を除去可能である。また、よう素フィルタにて、有機よう素に対して 98%以上を除去可能である。

ii) 排気中に含まれる可燃性ガスの爆発防止等の対策として、当該系統内を可搬型窒素供給装置にて不活性ガス（窒素ガス）にて置換した状態で待機し、使用後には同様に可搬型窒素供給装置を用いて、系統内を不活性ガスにて置換できる設計とする。これにより、格納容器ベント初期に排気中に含まれる可燃性ガス及び使用後にスクラバ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。

なお、格納容器ベント実施後に原子炉格納容器及びスクラバ水内に貯留された核分裂生成物による水の放射線分解によって発生する可燃性ガスの量は微量であり、また、連続して系外に排出されていることから、系統内で可燃領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のある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するバイパスラインを設置することで、局所的に滞留し、系統内で可燃性ガスの濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

iii) 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、耐圧強化ベント系の配管等は、他号炉とは共用しない。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原子炉格納容器が負圧にならないことを確認している。また、格納容器ベント停止後に再度、代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器

却系を使用する。

代替循環冷却系は、サプレッション・チェンバを水源とし、代替原子炉補機冷却系による除熱と復水移送ポンプによる原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイ又は、原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイが可能な設計とする。

なお、格納容器圧力逃がし装置の排気中に含まれる放射性物質を低減するための自主対策設備として、以下を整備する。

(3) フィルタ装置スクラバ水補給設備

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、フィルタ装置にスクラバ水を注水し、フィルタ装置の性能を維持するために、フィルタ装置スクラバ水補給設備を設ける。

本システムでは、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により代替淡水源(淡水貯水池及び防火水槽)の水を、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置への補給配管に接続することにより、スクラバ水を補給する。また、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、ディーゼルエンジンにて駆動できる設計とし、燃料は軽油タンクよりタンクローリ(4kL)を用いて補給できる設計とする。

(4) 格納容器 pH 制御設備

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、原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッション・チェンバのプール水中によう素を保持することでよう素の放出量を低減するために、格納容器 pH 制御設備を設ける。

本システムは、復水移送ポンプの吸込配管に水酸化ナトリウムを混入させ、上部ドライウェルスプレイ配管、サプレッション・チェンバスプレイ配管、下部ドライウェル注水配管から原子炉格納容器内に薬液を注入する構成とする。

また、原子炉格納容器の負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。

(5) 可搬型格納容器窒素供給設備

設置許可基準規則解釈第1項 b) iv) に関連する自主対策設備として、原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による負圧破損を防止するとともに、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するために、可搬型格納容器窒素供給設備を設ける。本システムは、可燃性ガス濃度制御系配管に接続治具を用いてホースを接続し、可搬型大容量窒素供給装置にて発生した窒素ガスをドライウェル及びサプレッション・チェンバに供給可能な設計とする。

また、本設備は事故後7日後以降に使用するものである。

表 3.9-2 耐圧強化ベント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	可搬型窒素供給装置【可搬】 サプレッション・チェンバ【常設】 耐圧強化ベント系放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】※3
附属設備	遠隔手動弁操作設備【常設】 遠隔空気駆動弁操作ポンベ【可搬】
排出元	原子炉格納容器（真空破壊弁を含む）【常設】
水源	—
流路	不活性ガス系 配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系（W/W） 配管・弁【常設】 遠隔空気駆動弁操作設備 配管・弁【常設】 非常用ガス処理系 配管・弁【常設】 主排気筒（内筒）【常設】 ホース・接続口【可搬】
注水先	—
電源設備※1	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（16kL）【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM用動力変圧器【常設】 AM用MCC【常設】 AM用切替盤【常設】 AM用操作盤【常設】 非常用高圧母線C系【常設】 非常用高圧母線D系【常設】 常設代替直流電源設備 AM用直流125V蓄電池【常設】 AM用直流125V充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】

（次頁へ続く）

3.9.2.2.2 主要設備の仕様  
主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 耐圧強化ベント系

最高使用圧力 : 620kPa[gage]  
最高使用温度 : 171℃  
容量 : 約 15.8kg/s

(2) サプレッション・チェンバ

個数 : 1  
容量 : 約 3,600m<sup>3</sup>  
取付箇所 : 原子炉建屋原子炉区域

(3) 可搬型窒素供給装置 (6号及び7号炉共用)

種類 : 圧力スイング吸着式 (PSA)  
容量 : 約 70Nm<sup>3</sup>/h/台  
個数 : 2 (予備 1)  
設置場所 : 屋外  
保管場所 : 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所

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)」、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。

## 別添資料－ 1

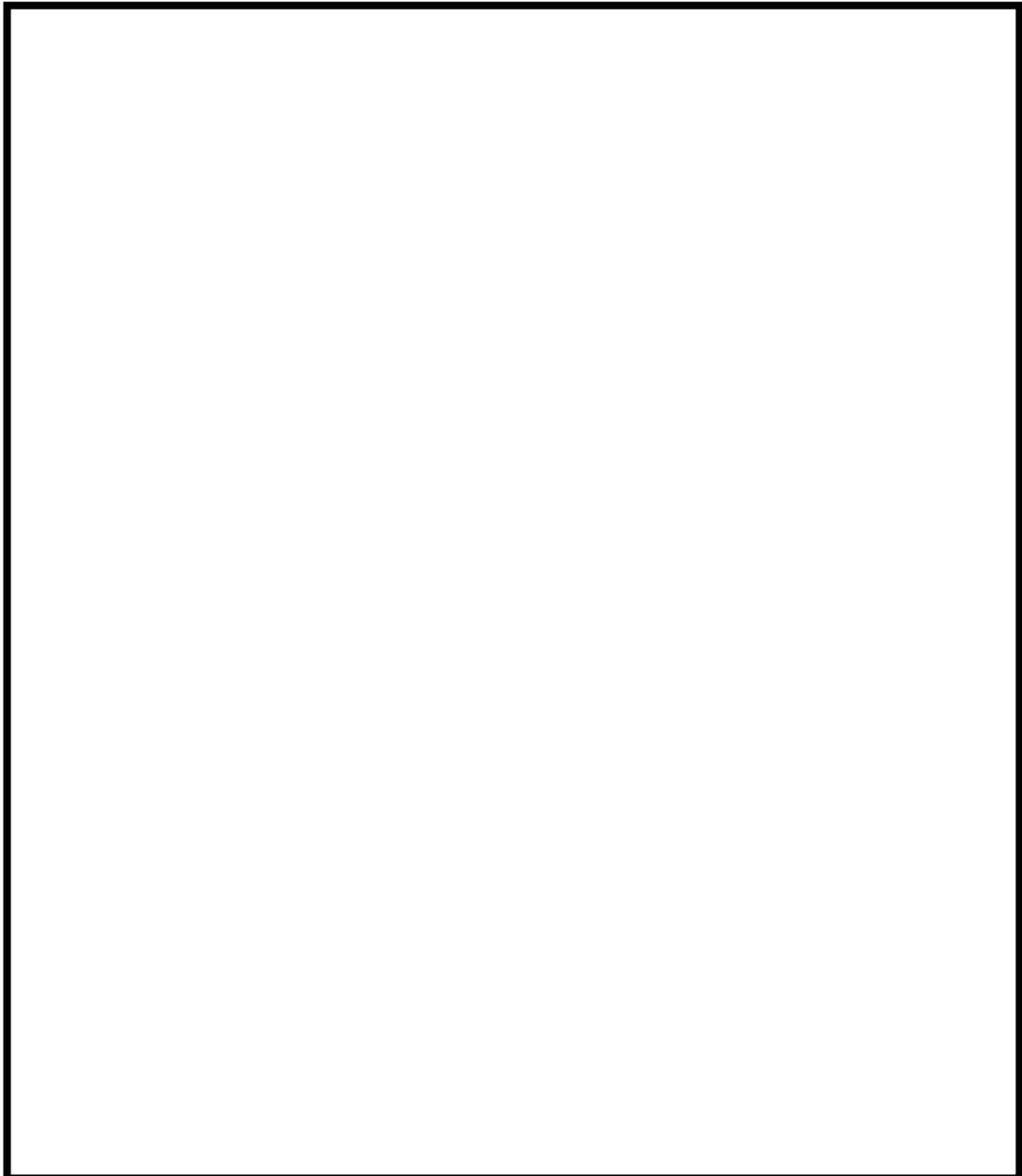
原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備  
(格納容器圧力逃がし装置) について

(3) 流量変化の影響

有効性評価のシナリオ（大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失，W/W ベント）におけるベントガス流量の評価結果，及び，性能試験時の体積流量とフィルタベント使用時の体積流量の関係を第 3.2.2.2-6 図に示す。

これより，性能試験時の体積流量は，フィルタベント設備使用時の体積流量を包絡していることがわかる。

なお，運用上，二次隔離弁については「調整開」の運用としており，上記の評価も二次隔離弁を「調整開」とした場合のものである。仮に，二次隔離弁を「全開」とした場合，約 37,000m<sup>3</sup>/h のベントガス流量となる。



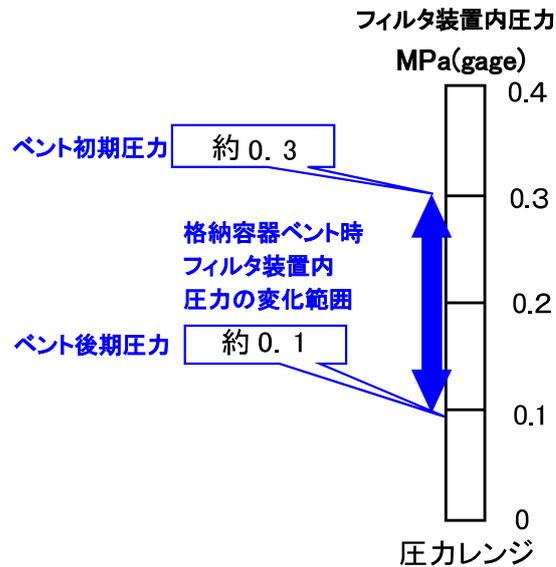
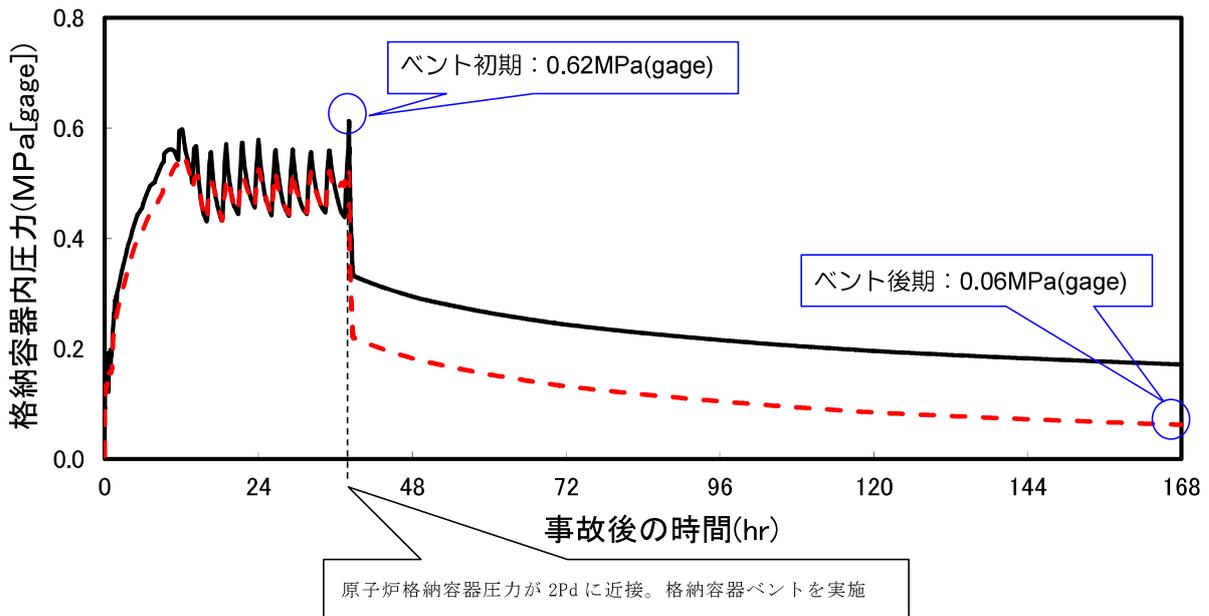
第 3.2.2.2-6 図 ベントガス流量の評価結果

(4) 圧力変化の影響

フィルタ装置内圧力の評価結果を第 3.2.2.2-7 図に示す。

ここで、フィルタ装置内圧力は、原子炉格納容器圧力から、ベントガス通気時の配管や弁等の圧力損失を差し引いた値となる。

性能試験では、フィルタ装置内の圧力を変化させたケースも実施したが、実機で想定している放射性微粒子の粒径範囲において、DF への影響は認められなかった。



第 3.2.2.2-7 図 フィルタ装置内圧力の評価結果

### 【ベントガス流量】

ベントガス流量については、実機にて想定される体積流量を網羅するよう、試験条件を設定している。

また、実機では二次隔離弁は調整開度に設定してベントを行うが、仮に二次隔離弁を全開とした場合の流量においても試験を実施し、DF は所望の性能を満たせることを確認している。（『1. 超過流量状態における DF 性能について』参照）

### 【フィルタ装置内圧力】

フィルタ装置内圧力については、基本条件として常圧条件とした。

一方、フィルタ装置内圧力が DF へ与える影響を確認するため、フィルタ装置内圧力を 0.31MPa, 0.62MPa (gage) に加圧した状態で試験を実施し、実機で想定される径の粒子においては、フィルタ装置内圧力が DF へ与える影響はないことを確認している。（『2. フィルタ装置内圧力の DF への影響について』参照）

第 8-1 表 フィルタ装置物理パラメータと試験条件

物理パラメータ	実機条件	試験条件
スクラバ水位	【実機運転時変動範囲】 1m～2.2m 【設定下限水位】 0.5m	【基本条件】 1m 【最低水位条件】 0.5m
スクラバ水温	【実機運転時変動範囲】 常温～飽和温度	【基本条件】 常温 【高温条件】 飽和温度
ベントガス性状	【実機運転時条件】 水蒸気（主成分）	【基本条件】 常温空気 【蒸気条件】 水蒸気
ベントガス流量	【実機運転時変動範囲】 13000m <sup>3</sup> /h～32000m <sup>3</sup> /h 【超過流量（二次隔離弁全開）】 37000m <sup>3</sup> /h	【基本条件】 33000 m <sup>3</sup> /h 相当 27000 m <sup>3</sup> /h 相当 13000 m <sup>3</sup> /h 相当 【超過流量条件】 37000 m <sup>3</sup> /h 相当
フィルタ装置内圧力	【実機運転時変動範囲】 0.1MPa (gage)～0.3MPa (gage)	【基本条件】 常圧 【圧力影響確認試験】 0.31MPa (gage) 0.62MPa (gage)

### 別紙 3 放射線検出器の計測上限及び放射性物質濃度推定の考え方

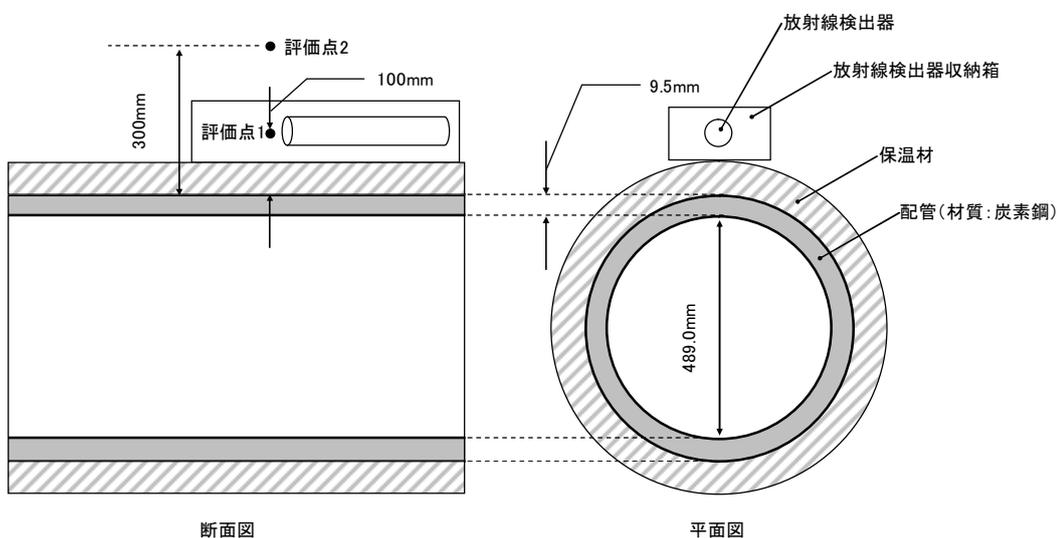
放射線検出器の計測範囲は、想定される最大放射線量率 (mSv/h) の評価結果から上限を設定する設計としている。また、放出された放射性物質濃度の推定にあたっては、放射線検出器の指示値 (mSv/h) から、放射性物質濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>) を推定する方針としている。

#### 1. フィルタ装置出口放射線モニタの計測上限の考え方

##### a. 評価条件

放射線検出器の計測範囲の上限値は、余裕を持った設計とするため、フィルタ装置出口配管で想定される最大放射線量率の評価条件は、以下の通り保守的に設定する。

- ・ 想定事故は、炉心内の放射性物質の量が最も多く含まれる「炉心状態が平衡炉心 (サイクル末期)」に発生し、原子炉内に内蔵される放射性希ガスが全て原子炉格納容器内に移行し、均一に拡散したものとして設定する。
- ・ 格納容器ベントの開始時間は、原子炉停止から1時間後に設定する。
- ・ フィルタ装置出口配管と放射線検出器の評価モデルは第1-1図の通りとする。
- ・ フィルタ装置出口配管内の放射性物質濃度は原子炉格納容器内の放射性物質濃度と同等として設定する。



第1-1図 評価モデル (フィルタ装置出口配管)

b. 想定される最大放射線量率の評価結果

上記「a.」の評価条件に基づき、放射線量率を評価した結果を第 1-1 表に示す。

第 1-1 表 放射線量率評価値

	評価点 1 (配管表面から 100mm)	評価点 2 (配管表面から 300mm)
放射線量率 [mSv/h]	約 $1.0 \times 10^5$	約 $6.2 \times 10^4$

以上より、保守性を考慮した評価結果から最大放射線量率は約  $1 \times 10^5$  mSv/h 程度と想定しているが、放射線検出器は配管表面より 300mm 離れた評価点 2 に設置する計画としていることから、検出器の計測範囲の上限を  $1 \times 10^5$  mSv/h とし適切に設計している。

## 2. フィルタ装置出口放射線モニタによる放射性物質濃度推定について

a. 放射性物質濃度の推定に関する方針

放射線検出器を配管表面から 300mm 離れた評価点 2 での放射線量率 (mSv/h)、配管内の放射性物質濃度 ( $\text{Bq}/\text{cm}^3$ ) 及び換算係数 ( $[\text{Bq}/\text{cm}^3]/[\text{mSv}/\text{h}]$ ) を評価した結果を第 1-2 表に示す。格納容器ベントの開始時間は、原子炉停止から 1 時間後および 24 時間後とする。

第 1-2 表 フィルタ装置出口配管内の放射性物質濃度と換算係数

原子炉停止後、格納容器ベント開始までの時間 [h]	放射線量率 [mSv/h]	放射性物質濃度 [ $\text{Bq}/\text{cm}^3$ ]	換算係数 $[[\text{Bq}/\text{cm}^3]/[\text{mSv}/\text{h}]$
1	約 $6.2 \times 10^4$	約 $1.1 \times 10^9$	約 $1.8 \times 10^4$
24	約 $2.1 \times 10^4$	約 $5.0 \times 10^8$	約 $2.4 \times 10^4$

以上より、第 1-2 表の換算係数を事前に準備しておくことで、ベント初期段階での放射性希ガスの放出（少なくともベント実施から最初の 1 時間においては、希ガスの影響が支配的となると考えられる）に対して放射線検出器の指示値 (mSv/h) から放射性物質濃度 ( $\text{Bq}/\text{cm}^3$ ) を推定する方針である。

なお、事故後に当該事故の詳細かつ正確なデータにより、換算係数の再評価を実施することで、放射線検出器の指示値 (mSv/h) から、より精度の高い放射性物質濃度 ( $\text{Bq}/\text{cm}^3$ ) を評価することが可能である。

b. 放出放射エネルギーの推定方法について

上記「a.」で求めた放射性濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>) に、格納容器内圧力から推定されるベントガス流量 (m<sup>3</sup>/h) を乗じ、放出速度 (Bq/h) を求め、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 (Bq) を求めることが可能である。

なお、本推定方法において、放射線検出器付近におけるバックグラウンド分も含めた保守的な評価となることを理解した上で使用する。

3. 格納容器内雰囲気放射線レベル等を用いた放射性物質濃度推定について

格納容器圧力逃がし装置より放出される放射エネルギーの算定方法として、上記に格納容器圧力逃がし装置の放射線検出器を用いる方法を示している。事故時において得られたパラメータより多角的に事象進展を分析することが必要となるため、上記に示す手法以外の推定方法である格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)(S/C)を用いる手法についても示す。

○具体的な手順

- 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が近いものを選定する<sup>\*1</sup>。
- ② 事前に評価した『代表的な重大事故時想定における原子炉格納容器内に存在する放射エネルギー (Bq) 及び検出器位置での放射線量率 (Sv/h)』をもとに、測定された格納容器内雰囲気放射線レベルの放射線量率 (Sv/h) から原子炉格納容器内に存在する放射エネルギー (Bq) を比例計算にて求める。この時、格納容器壁面等に沈着している放射性物質からの影響は必要に応じて補正を行う。
- 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、S/C 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。

○事前の準備項目

- (1) 各核種の炉内内蔵量 (Bq) を解析にて求める (サイクル末期で代表)
- (2) 各核種の減衰挙動を求める。
- (3) MAA 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存在割合及び放射エネルギーを評価する。
- (4) 上記の評価結果を用い、代表的な重大事故時想定における検出器位置での放射線量率 (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。なお、格納容器壁面等に沈着している放

放射性物質からの寄与はその影響の大きさを確認し、当該事象での補正の必要性を確認する。

- ※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LOCAの発生の有無等を考慮した複数ケースを評価する（平成29年3月27日時点での運用予定のケースを示しており、今後の検討により評価条件及び評価ケースは見直す可能性がある）。  
事故時において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。

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

格納容器圧力逃がし装置は、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等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としている。そこで、地震荷重と組み合わせる荷重を以下の通り設定し、その荷重により発生する応力を評価している。また、許容応力状態を  $IV_A S$  とし、さらに重大事故時における運転状態を考慮して設定した設計温度にて、許容限界を設定する。その上で、発生応力が許容限界以下であることを確認することで、基準地震動  $S_s$  に対する機器の健全性を確認している。

表 1 フィルタ装置及びよう素フィルタの耐震設計条件

荷重の組合せ	供用状態 (許容応力状態)	温度条件
$D + P_{SA} + M_D + S_s$	D ( $IV_A S$ )	$T_{SA}$

表 2 配管の耐震設計条件

荷重の組合せ	供用状態 (許容応力状態)	温度条件
$D + P_{SA} + M_D + S_s$	D ( $IV_A S$ )	$T_{SA}$

【各記号の注釈】

D：死荷重

$P_{SA}$ ：重大事故における運転状態を考慮して設定した設計圧力による荷重

$M_D$ ：地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む。）又は当該設備に設計上定められた機械的荷重

$S_s$ ：基準地震動  $S_s$  により定まる地震力

$T_{SA}$ ：重大事故における運転状態を考慮して設定した設計温度

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 J E A G 4 6 0 1 ・補-1984, J E A G 4 6 0 1 -1987 及び J E A G 4 6 0 1 -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「J E A G 4 6 0 1」という。）及び発電用原子力設備規格（設計・建設規格 J S M E S N C 1 -2005 (2007 年追補版含む)）（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。