資料1-2-3

# 東海第二発電所

# 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

# 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。

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

#### 今回ご説明範囲

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 格納容器圧力逃がし装置
  - 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 格納容器圧力逃がし装置操作手順について

#### 目-4

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)

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

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。(別紙40)

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)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。





- 2. 系統設計
- 2.1 設計方針

格納容器圧力逃がし装置は,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。
  - i) 格納容器圧力逃がし装置には, 排気中に含まれる放射性物質を低減す るためのフィルタ装置を設置する設計とする。

フィルタ装置にて,排気中に含まれるエアロゾル(粒子状放射性物質) に対して99.9%以上,ガス状の無機よう素に対して99%以上及びガス状 の有機よう素に対して98%以上を除去可能な設計とする。

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として不 活性ガス(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置換す 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。

格納容器内酸素濃度をドライ条件に換算して5vo1%未満で管理することで,格納容器圧力逃がし装置内で可燃性ガス濃度が可燃域に達するこ

50 - 11 - 4

とはない。

格納容器圧力逃がし装置の使用により格納容器内及びスクラビング水 内に捕集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ること,また格納容器圧力逃がし装置の使用を 継続することから,格納容器圧力逃がし装置内で可燃性ガス濃度が可燃 域に達することはない。

格納容器圧力逃がし装置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。(別紙1)

- 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)格納容器圧力逃がし装置の使用に際して、格納容器の負圧破損を防止 するため、窒素供給ラインを設け、格納容器へ窒素供給できる設計とす る。なお、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 レイ冷却系等により格納容器にスプレイを行う場合は、格納容器が負圧 にならないよう、格納容器圧力が規定の圧力(13.7kPa)に達した場合に は、スプレイを停止する運用とする。

v)格納容器圧力逃がし装置の隔離弁については、現場でも操作が可能と

なるよう,遠隔人力操作機構を設け,原子炉建屋原子炉棟外から容易か つ確実に開閉操作できる設計とする。(別紙16,別紙48)

- 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 作場所(又は操作室)を放射線量率の低い原子炉建屋付属棟に設置する 設計とする。さらに、第二弁及び第二弁バイパス弁の操作室には、格納 容器圧力逃がし装置使用後に高線量となる配管に対する遮蔽及び格納容 器内雰囲気ガスの操作室への流入防止装置(空気ボンベユニット)を設 ける設計とする。
- vii)格納容器圧力逃がし装置待機時に格納容器圧力逃がし装置内を不活性 ガス(窒素)にて置換する際の大気との障壁として,圧力開放板を設置す る設計とする。

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]にて開 放する設計であり,格納容器圧力逃がし装置の使用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。(別紙15)

viii)格納容器圧力逃がし装置はサプレッション・チェンバ側及びドライウ ェル側,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、ドライウェル側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、長期的にも溶融炉心及び水没の影響を受けない設計とする。(別紙) 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及び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ことにより、事故時の復旧作業における被ばくを低減する設計と する。(別紙17,別紙18,別紙48)

#### 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,別紙36,別 紙38,別紙50,別紙51)

設計条件		設定根拠
		格納容器の限界圧力を考慮し, 2Pd (最
最高使用圧力	620kPa[gage]	高使用圧力 310kPa[gage]の2倍) とす
		る。
是宣估田泪庙	200°C	格納容器の限界温度を考慮し,200℃と
取同使用価度	200 C	する。
	13.4kg⁄s	原子炉定格熱出力 1%相当の飽和蒸気
設計法書	(格納容器圧力	量を,ベント開始圧力が低い場合
<b></b>	310kPa[gage]にお	(310kPa[gage]) であっても排出可能
	いて)	な流量とする。
		想定されるフィルタ装置に捕集,保持
フィルタ装置	500kW	される放射性物質の崩壊熱に対して十
内発熱量		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		想定されるフィルタ装置に移行するエ
立/ L / ル 移行号	400kg	アロゾルの量(38kg)に対して十分な
1911 重		余裕を見込み,400kgとする。
		BWRプラントにおける代表炉心(A
よう素の炉内 内蔵量		BWR)の平衡炉心末期を対象とした
	24. 4kg	ORIGEN2コードの計算結果に対
		して、東海第二発電所の熱出力
		(3,293MW) を考慮して算出した結果,
		24.4kg とする。
耐雪冬州	基準地震動Ssにて	基準地震動Ssにて機能を維持する。
晨 采 件	機能維持	

第 2.2-1 表 設計条件

2.3 格納容器圧力逃がし装置

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。(別紙 39、別紙 47)

第2.3.1-1図に格納容器圧力逃がし装置の系統構成を示す。

(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

50-11-9

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,別紙 30,別紙 43)

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弁については電動駆動弁であり, 耐圧強化ベント系は格納容器圧力逃がし装置が使用できない場合に使用す る系統であるため,全閉状態を維持する。

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。



格納容器圧力逃がし装置 第2.3.1-1 図

11

## 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)	$450A\!\sim\!600A$	炭素鋼
<ul><li>b.フィルタ装置周辺配管</li><li>(格納槽内に設置する範囲)</li></ul>	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 時間はベンチュリスクラバによる所定の放射性物質の除去性能が確保できるように設定する。(別紙 12)
- 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,別紙 53)



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 ルヘ与える影響はない。



## 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、概略図及びフィルタ容器 内の配置を第2.3.2-5 図及び第2.3.2-6 図に示す。

第2.3.2-5 図 金属フィルタ概略図

第2.3.2-6図 フィルタ装置の断面図(金属フィルタ高さ)

(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2.3.2-7図に、ドレン配管接続部の概要を

第2.3.2-8 図に示す。

#### 第2.3.2-7図 湿分分離機構の概略図

#### 第2.3.2-8図 ドレン配管接続部のzx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2.3.2-9図に、フ ィルタ装置内のよう素除去部の配置を第2.3.2-10図に示す。

第2.3.2-9 図 よう素除去部概略図

第2.3.2-10図 フィルタ装置の断面図(よう素除去部高さ)

## 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	約 5m
高さ	約 10m

(2) ベンチュリノズル

材	質
個	数

(3) 金属フィルタ

材		質	
4		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。

格納容器圧力逃がし装置の配管については、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及び酸素の滞留を防止 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。

格納容器圧力逃がし装置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 格納容器圧力逃がし装置 配管ルート図(全体図)

第2.3.3-4 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図(1/12)

第2.3.3-5 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図(2/12)
第2.3.3-6図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (3/12)

第2.3.3-7図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図(4/12)

第2.3.3-8図 格納容器圧力逃がし装置系配管ルート拡大図(5/12)

第2.3.3-9 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (6/12)

第2.3.3-10図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図(7/12)

第2.3.3-11図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図(8/12)

第2.3.3-12図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (9/12)

第2.3.3-13 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図(10/12)

第2.3.3-14図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図(11/12)

第2.3.3-15図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図(12/12)

2.4 付帯設備

2.4.1 計装設備

格納容器圧力逃がし装置の計装設備は、各運転状態において、設備の状態 を適切に監視するため、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、フィルタ装置周り計装設備にて構成する。(別紙 27,別紙 28, 別紙 29,別紙 42)

(1) フィルタ装置入口水素濃度計

フィルタ装置入口水素濃度計は、ベント停止後の系統内の水素濃度が可 燃限界 4vo1%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。(別紙 1,別紙 34)

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 配管を通って掃気され、可燃限界に至ることはない。

水素濃度の計測は、ベント停止後の窒素供給による系統パージ停止後に 実施する。

フィルタ装置入口水素濃度計の計測範囲は 0~100vo1%とし, 0~20vo1% 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。

フィルタ装置入口水素濃度計は,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から受電できない場合には,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。

フィルタ装置入口水素濃度計の主要仕様を第2.4.1-1表に示す。

種類	熱伝導式水素濃度検出器
計測範囲	0~100vo1%
個 数	2
使用電源	交流電源

第2.4.1-1表 フィルタ装置入口水素濃度計の仕様

(2) フィルタ装置出口放射線モニタ

フィルタ装置出口放射線モニタは、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。(別紙 7)

フィルタ装置出口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<sup>-2</sup>~10<sup>5</sup> Sv/h(高レンジ用)を,炉心損傷していない場合は10<sup>-3</sup>~10<sup>4</sup>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。

フィルタ装置出口放射線モニタは,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から受電できない場合には,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。

フィルタ装置出口放射線モニタの主要仕様を第2.4.1-2表に示す。

	高レンジ用	低レンジ用
括 粘	イオンチェンバ式	イオンチェンバ式
	放射線検出器	放射線検出器
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^{5}  \text{Sv} / h$	$10^{-3}$ $\sim$ $10^{4}$ mSv $\checkmark$ h
個 数	2	1
使用電源 直流電源		直流電源

第2.4.1-2表 フィルタ装置出口放射線モニタの仕様

#### (3) フィルタ装置周り計装設備

系統待機時,系統運転時,事故収束時の各状態において,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,フィルタ 装置周辺に水位計,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から受 電できない場合には,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, 非常用電源から受電できない場合には,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。

なお、フィルタ装置周り計装設備のうち、フィルタ装置排気ライン圧力 計及びフィルタ装置スクラビング水 pH 計は、系統待機時以外の系統運転時 及び事故収束時は監視する必要がないため、自主対策設備とする。また、 フィルタ装置水位計及びフィルタ装置圧力計は、中央制御室及び現場にて 監視が可能であるため、現場計器は自主対策設備とする。

50-11-37

- (4) 各状態における監視の目的
  - a. 系統待機状態

格納容器圧力逃がし装置の待機時の状態を,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、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の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放射性物質の除去性能を維持し、ベント開始後7 日間は水補給が不要となるよう設定している。(別紙12)

また、フィルタ装置スクラビング水 pH 計にて、pH がアルカリ性の 状態(pH13以上)であることを監視することで、フィルタ装置の性能 維持に影響がないことを確認する。(別紙 41)

(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。

b. 系統運転状態

格納容器圧力逃がし装置の運転時の状態を,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 スクラビング水が待機状態から飽和温度まで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。さらに、フィルタ装置出口放射線モニタ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、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。(別紙 12)

(c) ベントガスが放出されていることの確認

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γ線強度を計測することで,フィル タ装置出口配管よりベントガスが放出されていることを確認する。 (別紙 7)

c. 事故収束状態

格納容器圧力逃がし装置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) 系統内に水素が滞留していないことの確認

フィルタ装置入口水素濃度計にて、窒素供給による系統パージ停止

後において,水素が長期的に系統内に滞留していないことを確認する。

(b) フィルタ装置の状態確認

フィルタ装置に異常がないことを確認するため、フィルタ装置水位 計にて、スクラビング水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後を除く)、フィルタ装置スクラビング水温度 計にて温度の異常な上昇がないこと、及びフィルタ装置出口放射線モ ニタにて放射性物質の放出がないことを確認する。(別紙 39) (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



50 - 11 - 42

第 2.4.1-3	表 計装詞	设備主要仕様

監視パラメータ*1	設置目的	計測範囲	計測範囲の根拠	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	180~5,500mm		2	中 央 制 御 室, 緊急時 対策所
	めの水位監視			1 <sup>** 2</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	0∼1.0MPa[gage]	系統の最高使用圧 力(620kPa[gage])	1	中 央 制 御 室, 緊急時 対策所
	ルタ装置に導 かれているこ との確認		を監視できる範囲	1 <sup>** 2</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°C	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
<ul> <li>④フィルタ装置排気</li> <li>ライン圧力<sup>※2</sup></li> </ul>	<ul><li>系統待機時の</li><li>窒素封入によ</li><li>る不活性状態</li><li>の確認</li></ul>	0∼100kPa[gage]		1	中 央 制 御 室, 緊急時 対策所
<ul> <li>⑤フィルタ装置出口</li> <li>放射線モニタ(高</li> <li>レンジ・低レンジ)</li> </ul>	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
<ul><li>⑥フィルタ装置入口</li><li>水素濃度</li></ul>	事故収束時の 系統内の水素 濃度の確認	0~100vo1%	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>*2</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

※1 監視パラメータの数字は第2.4.1-2図の〇数字に対応する。

※2 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,重大事故等時で非常用母 線から受電できない場合には,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2.4.2-1図 格納容器圧力逃がし装置 電源構成図 (交流)



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。(別紙 13)

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。

口径	25A
材質	ステンレス鋼(SUS316LTP)

第 2.4.3-1 表 給水配管仕様



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,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。(別紙 52)

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。

種類	圧力変動吸着式
容量	約 200m³ [N] /h
窒素純度	約 99. 0vo1%
供給圧力	約 0.5MPa [gage]
個 数	1 (予備 1)

第 2.4.4-1 表 窒素供給装置仕様

第2.4.4-2表 窒素供給配管仕様

口径	50A, 80A
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。(別 紙 47)

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

(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)



注)系統構成は現在の計画



#### 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,㈱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,㈱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又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,㈱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

50-11-56

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<sub>1</sub>と水滴速 度 V<sub>2</sub>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。(別紙 45)

<補足> 第 3.1.1-6 図参照

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。



50 - 11 - 57

(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<sub>2</sub>:元素状よう素)と有機よう 素(CH<sub>3</sub>I: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

以下に化学反応式を示す。
の添加によって、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。

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。

パラメータ	想定運転範囲
	ベントからほぼ静定した格納容器圧力に対応するべ
	ンチュリノズル部のガス流速は, とな
ガス流速	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。
アアロゾル始欠	サプレッション・チ <u>ェンバから</u> のベント時の粒径分布
エノロノル社住	より、質量中央径をとする。
	ベントから格納容器温度がほぼ静定した状態の運転
ガス温度	範囲は となるこ <u>とから、上</u> 限を最高使用
	温度に合わせ包絡するよう, とする。
	ベントから事象発生7日後における,フィルタ装置に
ガス蒸気割合	流入するガス蒸気割合は 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 ガス過熱度	<u>スクラビ</u> ング水は高アルカリに保つために,
	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。
	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,
	となる。

第3.2-1表 ベント実施中における想定運転範囲

- 3.3 性能検証試験結果
- 3.3.1 性能検証試験の概要

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。(別紙 46)

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。


		試 験 条 件
圧	力	bar[abs]
		(kPa[abs])
温	度	°C
流	皇	m³/h
蒸気	割 合	%
エアロ	ュゾル	

第3.3.1-1表 JAVA 試験条件(エアロゾル除去性能試験)



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。

		試 験 条 件
圧	力	bar[abs]
		( kPa[abs])
温	度	°C
流	量	m <sup>3</sup> /h
	рН	
物	質	

第3.3.1-2表 JAVA 試験条件(無機よう素除去性能試験)

(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。

		試 験 条 件
圧	力	bar[abs]
		kPa[abs])
温	度	°C
蒸	気 割 合	%
過	熱度	K
物	質	

第3.3.1-3表 JAVA PLUS 試験条件(有機よう素除去性能試験)



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ベンチュリスクラバ と金属フィルタを組み合わ格納容器圧力推移せた除去係数

(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	长性能試験結果	R.	
Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (℃)	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. (℃}	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	除去性能試驗結果	(2/2)

ninated entration /m <sup>3</sup> )	Conta Gas Con (mi	Test Aerosol	otal Removal Efficiency (%)	Pressure (bar abs)	Gas Flow (m <sup>3</sup> /h)	Gas Composition	Test-No.
/៣*)	lma		(7)	(uar aos)		I	

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 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 によう素除去部を組み合わせることで、更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

Test-No.	Pressure (bar abs)	Temp. (℃)	Gas Flow (m <sup>3</sup> /h)	Gas Composition	Scrubbing Water (pH)	Removal Efficiency (%)
1						
ļ						

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

.

v

.

(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)

Test-No.	VSV inlet Pressure	Pressure in the M/S	Temp.	Gas Flow	Gas Composition (Steam:Air)	Removal Efficiency	
	(bar abs)	(bar abs)	(°C)	(kg/s)	(vol. %)	(%)	٦

第3.3.3-2表 有機よう素除去性能試験結果

3.3.4 フィルタ装置の継続使用による性能への影響

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

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,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。(別紙10)

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。

- 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 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,ベンチュリノズルの狭隘部 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狭隘部を通過するガス流速は高速となる。ベンチ ュリノズルの狭隘部寸法に対して,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10)

- (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 11)

- (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

スクラビング水に蒸気が流入すると、スウェリングにより水位が上昇 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

ベントガスの温度は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、

よって,スクラビング水と接するよう素除去部の外壁はス
クラビング水から入熱されるためよう素除去部で蒸気が凝縮することは
なく,よう素の除去性能への悪影響はない。(別紙14)

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

格納容器圧力逃がし装置は,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,格納容器圧力逃がし装置の使用に係る有効性評価の事故シーケン ス及び格納容器圧力逃がし装置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,格納容器圧力逃がし装置を使 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LOCA)

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圧力逃がし装置を使用するケースであり, 格納容器圧力逃がし装置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 130m<sup>3</sup>/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、事象発生の約 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、格納容器圧力逃がし装置によるベント 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。



第4.1.1-1図 高圧・低圧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,格納容器圧力逃が し装置を使用して事象を収束させている。

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) (代替循環冷却系を使用しない場合)」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,格納容器圧力逃がし装置のフィルタ効果に期待する場合は,格 納容器圧力逃がし装置のフィルタ効果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。

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 4.4×10 <sup>5</sup>	約 0.11	約 0.11×10 <sup>-3</sup>	

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

(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LOCA時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪 失するため,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,低圧代替注水系(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,速やかに格納 容器圧力逃がし装置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



「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)」 第4.1.2-2 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 格納容器圧力逃がし装置操作手順について

格納容器圧力逃がし装置の放出系統として、サプレッション・チェンバから とドライウェ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。(別紙 37)

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。

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,流体の流れがな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圧 力逃がし装置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 第一弁と第二弁の間の水素滞留を防止するためである。

格納容器圧力逃がし装置の系統概要図(操作対象箇所)を第4.1.3-1図に示す。



50 - 11 - 99

(1)格納容器圧力逃がし装置におけるベントタイミング

格納容器圧力逃がし装置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及び格納容器内での水素燃焼防止が可能である。

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
	水素燃焼防止	格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.3vo1%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279kPa [gage] から217kPa [gage] の範囲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(連続)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)による格納容器ス プレイ(連続)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。これによ り確実に 620kPa [gage] (2Pd) 到達までに格納容器ベントが実施できる。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。

また、炉心損傷を判断した場合は、ジルコニウムー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。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。

確認パラメータ 炉心損傷判断 ドライウェル又はサプ レッション・チェンバ のγ線線量率 記計基準事故(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γ 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\*。

第4.1.3-2表 確認パラメータ(炉心損傷判断)

※ 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 y 線線量率相当となっている。(別紙 23)

さらに、炉心損傷後の重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合のベント実施判断基準として、第4.1.3-3表に示す判断基準を整理している。こ
れらの状況においても,格納容器ベント実施により,格納容器破損の緩和又 は大気へ放出される放射性物質の総量の低減が可能である。

第4.1.3-3表 炉心損傷後の重大事故等対処設備の機能喪失を

仮定した場合のベント実施判断基準

目的	実施判断基準
格納容器破損の緩和	格納容器スプレイが実施できない場合(別紙 25)
大気へ放出される放射性	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(別紙 21)
物質の総量の低減	原子炉建屋水素濃度 2vo1%到達(別紙 24)

格納容器スプレイ手段として,設計基準拡張設備である残留熱除去系,重 大事故等対処設備のうち,常設の設備である常設代替注水ポンプを用いた代 替格納容器スプレイ系(常設)及び代替循環冷却系,可搬型の設備である代 替格納容器スプレイ系(可搬型)がある。想定し難い状況ではあるが,これ らの機能が喪失した場合,期待している希ガスの減衰時間が確保されていな いが,格納容器の圧力を抑制する手段を喪失していることから,格納容器破 損の緩和のためベントを実施する。

また,格納容器への十分な注水等ができない場合,格納容器雰囲気が過熱 状態になり,格納容器は限界圧力を下回る 620kPa[gage]に達する前に 200℃ に達し,いずれは過温破損に至る。このような場合,格納容器ベント実施す ることによって過温破損を防止できないが,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。 さらに,格納容器が限界圧力を下回る 620kPa[gage]及び限界温度を下回る 200℃に到達する前に,何らかの理由により格納容器の健全性が損なわれ,格 納容器から異常な漏えいがある場合,原子炉建屋水素濃度 2vo1%に到達する。 このような場合,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 するためにベントを実施する。



第4.1.3-2図 ベント実施の判断フロー



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



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)格納容器圧力逃がし装置の操作手順の概要

a. 系統待機状態の確認

格納容器圧力逃がし装置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	13 以上であること
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、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。

④C/S排気系統入口弁

⑤耐圧強化ベント隔離弁

⑥FRVS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,格納容器圧力逃がし装置の放出経路として,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)

また,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し ている場合,格納容器酸素濃度の上昇速度からドライ条件で4.3vo1%に 到達する時間を予測し,4.3vo1%到達までにベント準備を完了させる。

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
- ・格納容器内酸素濃度 (SA)
- 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

	16-96-1月三日		、市纳工印			
TF来項日	↑F来场内	温度・湿度	放射線量	照明	その他	理給于权
他系統との隔離		中央制御室の室温に ついては,空調の停	【炉心損傷前】 炉心損傷していな	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		
ベント実施に必要 な隔離弁の健全性 確認	中央制御室	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。	いため、高線量とな ることはない。 【炉心損傷後】 57mSv/7 日間	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。	_
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	【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 イトを携行している ため,建屋内非常用照 町が過灯」を提合に	アクセスルート上に支障と	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,P HS端末),送受
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)	皮。	【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	ラか(用丸) した場合に おいても,操作に影響 はない。	なる m (はな い。	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。

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。

				経過時間	(時間)				
	0 2	14.	15	16	17	18	19	20	21
有効性評価シナリオ 「雰囲気圧力・温度に よる静的負荷」におけ る評価結果	▼事象発生 原子炉スクラム ▼ 格納容器;	車続スプレ	~イ開始	7 7	▼約16.5時間 サプレッシ 通常水位+統 ▼ベント準備	ョン・プール: J5.5m到達 開始	水位 マ マ	7 約19.5時間 格納容器ス 7フィルタベ	引 、プレイ停止 ント操作開始
ベント準備操作の余 裕時間					ベント準備 約2時間	所要時間    10 分	余裕時間 約 50 分		

【炉心損傷を判断した場合のベント準備】

	操作場所・必要	〔要員数 ▼	<b>7</b> 16時間	7	<b>7</b> 17時	間	7	✔ 18時間	
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		
第二弁開操作のための 装備着用及び現場移動	現場	3		45分					

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ドライ条件にて4.3vo1%に到達した場合 炉心損傷時には、ジルコニウムー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 ドライ条件にて4.3vo1%に到達した場合にベントを実施する。
4.3vo1%の基準設定に当たっては、酸素濃度の可燃限界である 5vo1%に対し、計器誤差の±約0.6vo1%及び0.1vo1%の余裕を考慮 して設定した。

- 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,連続の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ドライ条件にて4.3vo1%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)

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。(別紙 17)

16-96-75 D			作業	環境		すめての
作兼項日	作兼場所	温度・湿度	放射線量	照明	その他	連絡手段
燃 ー ム目出 //-	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。	_
·弗开闭操作	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。

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

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 力を下回る 620kPa[gage]に到達する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。

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	
フィルタ装置スクラビング水温	七二はぶし日ナスとし
度	指示他が上升すること
フィルタ装置出口放射線モニタ	

第4.1.3-6表 確認パラメータ (ベント操作開始時)

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。

確認パラメータ	確認内容
格納容器圧力及び温度	
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	各パラメータに異常な変化が
フィルタ装置スクラビング水温	ないこと
度	
フィルタ装置出口放射線モニタ	
モニタリング・ポスト	

第4.1.3-7表 確認パラメータ (ベント継続時)

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圧力逃がし装置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\*及び原子炉圧力容器破損時の過熱蒸気発生の影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、原子炉スクラムしてから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、 ベントを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,溶融炉心が炉心下部 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	
	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、量	
格納容器除熱機能	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	終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する	
窒素供給機能	可搬型窒素供給装置	<ul> <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				
牧姉家聖正もみび泪産	310kPa [gage] 以下であること及				
俗枘谷蔀圧刀及び値度	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。

50-11-119

- ・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に実施する。
- ・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。(別紙18)

- 毎 4.1.3-10 衣 - ^ / / / / / 保1-頃日 及 い 1-オ	第4.1.3-10表	ベント停止操作項目及び作業環境
--------------------------------------------	------------	-----------------

16-286775 []			作業環境					
作兼項日	作兼場所	温度・湿度	放射線量	照明	その他	連給手段		
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。		
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 格納容器圧力逃がし装置に異常がないことを確認する。

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
フィルタ装置入口水素濃度	素濃度の異常な上昇がないこと
	フィルタ装置の水位が確保されている
フィルタ装置水位	こと(フィルタ装置のスクラビング水
	の移送後を除く)
フィルタ装置スクラビング水温	泪座の田堂なし目がないこし
度	価皮の共市な工升かないこと 
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

第4.1.3-11 表 確認パラメータ (ベント停止後)

ベント実施後はフィルタ装置出ロラインの圧力開放板が開放されている ことから,窒素供給による系統パージ停止後は,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7日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よう水位を設定するとともに、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。

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, 窒素を格納容器圧力逃がし装置へ供給する。

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。

各ポンプは中央制御室より操作スイッチにより操作する。

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)



フィルタ装置格納槽

注)系統構成は現在の計画

## 第4.2.4-1図 スクラビング水移送時の系統状態概要図



注)系統構成は現在の計画

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

格納容器圧力逃がし装置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

格納容器圧力逃がし装置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,先ずは初回定期検査 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,定期検査毎に実施するこ 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,先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。
設備名		点検内容	点検周期・時期(計画)
フィルタ装置	本体	<ul> <li>外観点検(内面)</li> </ul>	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	本体	・外観点検	初回定検(結果により
・ベンチュリノズル			その後の周期を決定)
・金属フィルタ	松台な三羽(トス	・サンプル州山波河	-
・流量制限オリフィス	機能確認(よう 実際土如)	・リンノル性状確認	
・よう素除去部	条际云即)		
圧力開放板	本体	• 外観点検	初回定検(結果により
		・フランジ面手入れ	その後の周期を決定)
	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	10 定検毎,ただし接液
		n	部については初回定検
	機能確認	・漏えい確認	(結果によりその後の
			周期を決定)
弁	本体	・弁箱内面点検手入れ	3 定検毎, ただし接液部
		<ul> <li>・弁体,弁座,弁棒等</li> </ul>	については初回定検
		点検手入れ	(結果によりその後の
		・パッキン類交換	周期を決定)
		<ul> <li>外観目視点検</li> </ul>	
	機能確認	・漏えい確認	
		・作動試験	毎定検(手動弁を除く)
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	
		<ul> <li>外観目視点検</li> </ul>	
	機能確認	・漏えい確認	
		・作動試験	4 定検毎,ただし移送ポ
			ンプについては毎月定
			期試験

# 第4.4-1表 機械設備の点検内容

b. 電気設備

格納容器圧力逃がし装置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。

		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	・動作確認	2 定検毎
	チ	·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
		・作動試験	ポンプについては毎
		・電流測定	月定期試験

第4.4-2表 電気設備の点検内容

c. 計装設備

格納容器圧力逃がし装置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。

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

第4.4-3表 計装設備の点検内容

(2) 試験方法

格納容器圧力逃がし装置の機能検査として,「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 格納容器圧力逃がし装置機能検査対象弁

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。



注)系統構成は現在の計画

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

格納容器圧力逃がし装置の最高使用圧力620kPa[gage]でのベント開始 時の系統内は窒素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。

	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4.4-4表 漏えい試験の試験条件・目的・方法



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

格納容器圧力逃がし装置の設備は、以下のとおり設計している。

- ・ 基準地震動 S<sub>s</sub>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。

50-11-145

- 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

格納容器圧力逃がし装置の設備は,基準地震動Ss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。(別紙 31)

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

格納容器圧力逃がし装置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。

なお,主要構造物は不燃性材料を使用し,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。

(b) 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) 絡納容器圧力逃がし装置

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。(別紙32)

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,

50-11-150

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圧力逃が し装置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圧力逃がし装置は,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圧力逃がし装置は、「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圧力逃がし装置は,「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圧力逃がし装置のうち屋 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

50-11-151

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,格納容器圧力逃がし装置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 納容器圧力逃がし装置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,格納圧力逃がし装置配管は, 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,格納容器圧力逃がし装置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,可搬型窒素供給装置を接続す る緊急時窒素封入系の配管は,格納容器圧力逃がし装置配管に接続し ていることから,格納容器圧力逃がし装置に悪影響を及ぼさないよう に,格納容器圧力逃がし装置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,可搬型窒素供給装置は,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

・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。

b. 規制基継適合性

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

格納容器圧力逃がし装置は,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圧力逃がし装置入口配管の水素濃度を可燃限界(4vo1%)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 フィルタ装置出ロ放射線モニタは、ベント実施時に想定されるフィルタ 装置出ロ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。

水素の排出経路内の水素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パージの効果が確認で き,配管内の水素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

格納容器圧力逃がし装置は,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。

重大事故等発生時の環境条件については,格納容器圧力逃がし装置 は原子炉建屋付属棟(二次格納施設外),屋外(格納容器圧力逃がし 装置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。(別紙43) 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

格納容器圧力逃がし装置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。(別紙16)

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。(別紙 48)

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。(別紙18)

重大事故等発生時の環境条件については,可搬型窒素供給装置は,

50-11-159

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

格納容器圧力逃がし装置の起動は,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。(別紙16) 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。(別紙48)

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圧力逃がし装置への窒素の供

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かで 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。

イ. 規制基準適合性

格納容器圧力逃がし装置は,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,耐圧強化ベント系は 格納容器圧力逃がし装置が使用できない場合に使用する系統である ため,全閉状態を維持する。

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っては、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借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

格納容器圧力逃がし装置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,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

格納容器圧力逃がし装置の機械設備,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. 格納容器圧力逃がし装置の設置

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,格納容器圧力逃がし装置を設置する。

b. 設計基準事故対処設備との多様性, 独立性, 位置的分散

格納容器圧力逃がし装置は,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

格納容器圧力逃がし装置は,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

格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては,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. 格納容器圧力逃がし装置の設置

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,格納容器圧力逃がし装置を設置する。

b. 放射性物質の低減

格納容器圧力逃がし装置は、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

格納容器圧力逃がし装置は、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、格納容器圧力逃がし装置の配管には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及び酸素 の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、掃気ができる設計とする。 d. 他系統との共用

格納容器圧力逃がし装置は,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,格納容器圧力逃がし装置を使 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

格納容器圧力逃がし装置の起動は,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)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. 格納容器圧力逃がし装置の設置

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 圧力逃がし装置を設置する。

b. 格納容器の不活性化

格納容器は,通常運転時より窒素により不活性化される設計となって いる。

c. 水素排出経路における対策

格納容器圧力逃がし装置により水素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,格納容器圧力逃がし装置の配管 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 よる水素及び酸素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 可燃性ガスの爆発防止対策について
- 別紙2 格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件の考え方について
- 別紙3 格納容器圧力逃がし装置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 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 格納容器スプレイが実施できない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 格納容器圧力逃がし装置の計装設備の網羅性について
- 別紙 28 格納容器圧力逃がし装置の計装設備の概略構成図
- 別紙 29 フィルタ装置入口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 格納容器圧力逃がし装置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 ベント実施によるプ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たドライウェルベント実施時の影響評価
- 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 格納容器圧力逃がし装置使用後の保管管理
- 別紙 40 ベント放出高さの違いによる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 格納容器圧力制御のための代替格納容器スプレイの運用について
- 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 窒素供給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

## 可燃性ガスの爆発防止対策について

格納容器圧力逃がし装置の系統内で可燃性ガスの爆発が発生した場合, 格納容器圧力逃がし装置に期待している放射性物質の低減効果が喪失する おそれ又はフィルタ装置内で保持している放射性物質の外部への放出のお それがあるため,設計及び運用により系統内での可燃性ガスの爆発を防止 する。

(1) 考慮する可燃性ガスの種類及び対策

炉心の著しい損傷を伴う重大事故時に発生するおそれのある可燃性ガス として、ジルコニウムー水反応、水の放射線分解及び金属腐食により発生 する水素が考えられる<sup>※1</sup>。これらの反応によって格納容器内水素濃度は、 可燃限界濃度である 4vo1%を大きく上回るが、格納容器内雰囲気は通常運 転時から不活性化(ドライ条件で酸素濃度 2.5vo1%以下に管理)すること に加え、水の放射線分解によって発生する酸素を考慮しても酸素濃度を可 燃限界であるドライ条件で 5vo1%未満に管理することで、水素及び酸素が 同時に可燃限界に到達することを防止する。格納容器圧力逃がし装置の系 統内については、待機状態から系統内を窒素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おける水素爆発を防止する (補足 1)。

また,格納容器圧力逃がし装置の配管については,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及び酸素の 滞留を防止するために,配管ルートにUシール部ができないように配置す る。新設部分については水平配管に適切な勾配を設ける。

なお,水素爆発の条件として,水素濃度 4vo1%かつ酸素濃度 5vo1%以上 の条件に加えて,着火源又は 500℃以上の発熱源が必要となるが,格納容 器内における着火源等の不確かさが大きいため,酸素濃度を管理すること で水素爆発を防止することとしている。

- ※1:溶融炉心・コンクリート相互作用によって、可燃性ガスである一酸化炭素が発生することが考えられるが、コリウムシールドを設置することでペデスタル(ドライウェル部)のコンクリートが溶融炉心によって侵食されないことから、一酸化炭素は可燃性ガスとして考慮しないこととした。また、仮にペデスタル(ドライウェル部)のコンクリートが床面及び壁面共に30cm 侵食したことを仮定した場合においても、一酸化炭素の発生量は15 kgであり、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)」における水素発生量700kgに対して十分に低いこと及び一酸化炭素の可燃限界濃度が空気中において12.5vol%であることを踏まえると、無視できると考えられる。(別紙41)
- (2) 系統の各運転状態における設計上の考慮
  - a. 系統待機状態①:プラント通常運転中
  - (a) 水素爆発防止対策

プラント通常運転中においては,格納容器と同様に系統内を窒素で 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。

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては,水素の発生がないため,監視不 要である。 この系統状態における水素爆発防止対策概要を第1図に示す。



系統待機状態①:プラント通常運転中

第1図 水素爆発防止対策(系統待機状態①)

- b. 系統待機状態②:重大事故時, ベント前
- (a) 水素爆発防止対策

炉心の著しい損傷を伴う重大事故時の格納容器内雰囲気は,蒸気, 窒素、水素及び酸素が混合した状態となるが、格納容器ベント実施前 の系統は格納容器内からのガスの流入はないため、不活性化が保たれ る。

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては、系統内に水素が持ち込まれない ため, 監視不要である。

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。

## 別紙 1-3

排気管

系統待機状態②:重大事故時,ベント前



第2図 水素爆発防止対策(系統待機状態②)

c. 系統運転状態①:ベント実施直後

(a) 水素爆発防止対策

格納容器ベント開始時において、ベントガス中の蒸気がスクラビン グ水によって凝縮された場合、酸素濃度が上昇することで、水素爆発 が発生するおそれがあるが、格納容器ベント実施前から、格納容器内 の酸素濃度をドライ条件で監視し、4.3vo1%に到達した時点でベント 実施する判断基準を設定していること及び格納容器圧力逃がし装置系 統内は不活性化されているため、仮にベントガス中の蒸気全てがスク ラビング水によって凝縮された場合においても水素爆発は発生しない。 なお、このベント実施判断基準については、酸素濃度の可燃限界であ る 5vo1%に対し、酸素濃度監視設備(格納容器酸素濃度(SA))の測定 誤差である±0.6vo1%及び0.1vo1%の余裕を考慮して設定した。また、 格納容器内の気体については、格納容器スプレイ及び温度差による自 然対流効果によって均一に撹拌されており、濃度分布がないため、酸 素濃度監視設備(格納容器酸素濃度(SA))により格納容器全体の濃度 を代表して監視することができる。(補足 2)

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては,格納容器から可燃限界を超えた 水素が流入するが,格納容器内の酸素を可燃限界未満で管理している ことから監視不要である。

(c) 対向流による空気の流入

フィルタ装置内が負圧に至るような状況下では、対向流が発生する ことにより、フィルタ装置内に空気が流入するおそれがある。しかし ながら、格納容器ベント実施時におけるスクラビング水沸騰までの間、 ベントガス中の蒸気がスクラビング水によって凝縮された場合におい ても、蒸気の供給が継続的に行われるためフィルタ装置内が負圧にな らないこと及び非凝縮性ガスの排出は継続されることから、対向流は 発生しない。

(d) 枝管における水素及び酸素の蓄積について

東海第二発電所では,格納容器内をドライ条件に換算して,5vo1% 未満に管理することから,ベント実施中において,仮に枝管における ベントガスの蓄積があった場合においても,枝管での水素爆発は発生 しないと考えられるが,万が一,枝管内での成層化等によって混合ガ スの濃度が変化した場合,枝管での水素爆発の脅威が存在する。その ため,枝管内での混合ガスの蓄積評価を実施する。枝管における水素 及び酸素の混合ガスの蓄積の評価について「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,上向きの枝管に対して評価を実施する。な お,ガイドラインでは,下向きの枝管に対しては,水封されることで

別紙 1-5

混合ガスが蓄積しないと評価されているため対象外とした。

枝管長さ(L)を枝管内径(D)で除することによって規格化した不 燃限界長さ(L/D)の数値によって、枝管内に混合ガスが蓄積する可 能性の有無を判断する。不燃限界長さ(L/D)の数値が4以下であれば 混合ガスの蓄積が発生しないとされている。評価結果を第1表に示す。

ドライウェル側第一弁のバイパスライン,原子炉建屋ガス処理系ラ イン及び第二弁バイパス弁については,混合ガスが蓄積する可能性が ある結果となった。そのため,第3図及び第4図に示すように,ベン トラインを設置し,混合ガスが蓄積することのない設計とする。また, フィルタ装置に接続される枝管については,不燃限界長さ(L/D)を 考慮して,必要に応じてベントラインを設置する設計とする。

(e) 圧力開放板の下流における水素爆発について

格納容器から圧力開放板までは不活性化されていること及び格納容 器内の酸素濃度をドライ条件で可燃限界未満に維持することで,高濃 度の水素雰囲気においても水素爆発は発生しないが,圧力開放板以降 については,不活性化していない範囲であるため,高濃度の水素と空 気が触れることで水素爆発のおそれがある。しかしながら,ベント実 施直後は,格納容器からのベントガスによって系統内の窒素が押し出 され,圧力開放板以降の空気が排出されることから,放出端までの範 囲で高濃度の水素が空気と触れず,水素爆発が発生することはないと 考えられる。また,放出端から先については,大気であるものの,大 気中には着火源等がなく,水素爆発は発生しないと考えられる。

	分岐箇所*	枝管 長さ L(m)	枝管 内径 D(m)	L/D (-)	混合ガス 蓄積 可能性
1	ドライウェル側第一弁 バイパスライン (上流側)	4.006	0.0495	80.9	有
2	ドライウェル側第一弁 バイパスライン (下流側)	1.115	0.0495	22.5	有
3	換気空調系ライン	0.755	0.5906	1.28	無
4	原子炉建屋ガス処理系 ライン	5.073	0.5906	8.59	有
5	第二弁バイパス弁(下流 側)	7.043	0.4286	16.4	有

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

※:フィルタ装置に接続される枝管については、不燃限界長さ(L/D)を考慮して、必要に応

じてベントラインを設置する設計とする。



第3図 枝管へのベントラインの追設(混合ガス蓄積防止)



第4図 ベントライン設置概要図

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第5回に,酸素濃度監 視設備(格納容器酸素濃度(SA))の概要図を第6回に,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 替循環冷却系を使用しない場合)」における格納容器の気相濃度の推移を 第7回及び第8回に示す。なお,回に示す格納容器の水素及び酸素の気 相濃度については,MAAP解析に基づく水ージルコニウム反応により 発生する水素に加え,MAAP解析で考慮していない水の放射線分解に よって発生する水素及び酸素についても考慮している。



第5図 水素爆発防止対策(系統運転状態)



計測周期:サンプリング装置は,格納容器内ガスのサンプリングから,測定,排出までの工 程を約3分で行う。

中央制御室指示:ドライ条件及びウェット条件での濃度を表示する。

第6図 酸素濃度監視設備(格納容器酸素濃度(SA))に関する系統概要図



第7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



ドライウェルの気相濃度の推移(ウェット条件)



(代替循環冷却系を使用しない場合)」における

サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)

- d. 系統運転状態②:非凝縮性ガス排出(ベント開始後1時間程度)後
- (a) 水素爆発防止対策

ベント実施に伴うサプレッション・プール水の減圧沸騰により,可 燃性ガスを含む非凝縮性ガスが排出された以降の格納容器は,ほぼ水 蒸気で満たされた状態となり,系統へ流入するベントガスもほぼ水蒸 気となることから,水素爆発は発生しない。

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度については、ベントガスがほぼ蒸気となって いることから、監視不要である。

(c) 対向流による空気の流入

格納容器及び系統から非凝縮性ガスが排出された以降は,仮に対向 流が発生した場合であっても,格納容器及び系統内はほぼ蒸気で満た されている状態となるため,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は第5図と同様である。
- e. 格納容器ベント停止後
- (a) 水素爆発防止対策

格納容器ベント停止後,スクラビング水の放射線分解により水素及 び酸素が発生するため,第一弁の下流から窒素供給装置等による窒素 供給を実施し,系統のパージを継続することで,水素爆発を防止する。

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては,窒素供給による系統パージ停止 後において,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, 監視を実施する。 (c) スクラビング水の放射線分解による酸素発生

ベント停止後において,スクラビング水の放射線分解によって発生 する酸素については,スクラビング水中の放射性物質の崩壊熱によっ て発生量が変化するが,蒸気の発生量も崩壊熱によって変化する比例 関係にあり,以下のとおり,酸素濃度は0.1vo1%未満となるため系統 内で水素爆発することはない。

- ・スクラビング水の沸騰を考慮し、酸素発生量のG値は0.2とする。
- ・スクラビング水の放射線吸収割合は1.0とする。
- ○蒸気発生量= [崩壊熱(MW)]×1,000/([飽和蒸気比エンタルピ] –
   [飽和水比エンタルピ])×1,000/分子量×22.4×10<sup>-3</sup>
   ×3,600
  - = [崩壊熱(MW)] ×1,000/ ((2675.57-419.10) ×1,000 /18×22.4×10<sup>-3</sup>×3,600

=1,985.4× [崩壊熱(MW)] Nm<sup>3</sup>/h

○酸素発生量= [崩壊熱(MW)] ×10<sup>6</sup>× [G値] /100

 $/ (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3}$ 

×3,600× [放射線吸収割合]

 $= [ \hat{h} \pm \hat{M} (MW) ] \times 10^{6} \times 0.2 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) /$ 

 $(6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 \times 1$ 

=1.68× [崩壊熱(MW)] Nm<sup>3</sup>/h

○酸素濃度=酸素発生量/(蒸気発生量+酸素発生量)

=0.085%

(d) 移送ライン使用時における格納容器内への空気流入の影響について 格納容器ベント停止後は、第9図に示すとおり、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共にサプレッ ション・チェンバへ流入するが、ベント停止後の格納容器は窒素供給 により不活性化されており、更に可燃性ガス濃度制御系によって格納 容器内の水素濃度を可燃限界未満に維持するため、空気の流入による 影響はない。



第9図 移送ライン系統概要図

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第10図に示す。



第10図 水素爆発防止対策(ベント停止後)

補足1 格納容器圧力逃がし装置系統の不活性化について

格納容器圧力逃がし装置系統の不活性化については,プラント起動前に 実施する。系統の不活性化に使用する系統について第1図に示す。

第一弁を閉とした状態で,第一弁の下流から窒素供給装置により窒素供給を実施し,フィルタ装置を通じてパージラインから排出を継続すること で窒素置換を実施する。また,フィルタ装置配管は,管理区域内を通るため,パージラインの排気先については,原子炉建屋付属棟とする。



第1図 格納容器圧力逃がし装置の不活性化系統

補足2 格納容器内における気体のミキシングについて

BWRの格納容器内の気体のミキシング効果については、電力共同研究 「格納容器内ミキシング確認試験に関する研究」(S57 年度)<sup>[1]</sup>によって、 格納容器スプレイや温度差による自然対流に伴う撹拌効果による十分な ミキシングが短時間に得られることを確認している。

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)(代替循環冷却系を使用しない場合)」において,事象発生後25 分から格納容器スプレイを実施すること及び格納容器内の温度差により, 格納容器内の気体は十分にミキシングされるものと考えられる。さらに, 崩壊熱によって炉心で発生した蒸気が格納容器内へ放出されることによ ってもミキシングが促進される。

格納容器スプレイを実施している場合の格納容器内の気体の流動については、上記研究にて実験的に確認されている。実験結果を第1図に示す。 10vo1%の空気希釈ヘリウムガスの供給を停止すると、格納容器スプレイ により短期間で十分なミキシング効果が得られることが示されている。

格納容器内雰囲気と壁面に温度差がある場合のミキシング効果につい ての実験結果を第2図に示す。第2図は格納容器内雰囲気と壁面に5℃の 温度差がある場合のミキシング効果を示しており,10vo1%の空気希釈へ リウムガスを供給しているが,実験開始から約20分後までには十分にミ キシングされることを示している。BWRの格納容器内では,原子炉圧力 容器が熱源として考えられるため,格納容器内雰囲気と壁面において少な くとも5℃以上の温度差は生じているものと考えられる。このため,BW Rの格納容器内において,気体が成層化する等の位置的な濃度の著しい偏 りが生じる可能性は低いと考えられる。さらに,本試験は,より成層化の 可能性が高い軽密度気体であるヘリウムにて撹拌効果を確認しているた め,格納容器内での水素燃焼を防止するためのベント実施判断基準として 設定している酸素については,濃度の著しい偏りが生じる可能性は更に低 いと考えられる。

また,シビアアクシデント条件下における格納容器内の気体のミキシン グ効果については,比較的単純な形状から大規模で複雑な形状の試験装置 に至る国内外の試験において検討されている。代表的なものとして,旧(財) 原子力発電技術機構による試験で得られた知見<sup>[2]</sup>を以下にまとめる。

- ・軽密度気体(試験では水素をヘリウムで模擬)の放出による自然循環 のみでも、ミキシングは比較的良好であった。
- ・水蒸気発生を考慮したケースでは、ミキシングは促進された。
- ・上部区画へ軽密度気体を放出して濃度の偏りを生じさせたケースでも、
   格納容器スプレイを作動させることによりミキシングは達成された。

本試験はPWRプラントを模擬したものであるが,複雑な区画を含む形状においても十分なミキシングが得られたことが確認されており,BWR プラントでも同様の効果が期待できると考えられる。

[1] 共同研究報告書,格納容器内ミキシング確認試験に関する研究(S57年度)
[2] 重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実証事業)に関する総括報告書,財団法人 原子力発電技術機構(平成15年3月)

第1図 格納容器スプレイ実施時のガス濃度変化

第2図 格納容器内雰囲気と壁面の温度差によるガス濃度変化結果

格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件の考え方について

格納容器圧力逃がし装置については,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 格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件

設計条件		設定根拠
具宣体田正力		格納容器の限界圧力を考慮し 2Pd (最高
<b>取</b> 尚 使 用 圧 力	620KPa[gage]	使用圧力 310kPa[gage]の 2 倍)とする。
具合体田泪座	200°C	格納容器の限界温度を考慮し 200℃とす
取同使用值度	200 C	る。
	13.4kg⁄s	原子炉定格熱出力 1%相当の飽和蒸気量
設計法書	(格納容器圧力	を、ベント開始圧力が低い場合
<b>叹</b> 可 //L 里	310kPa[gage]に	(310kPa[gage])であっても排出可能な
	おいて)	流量とする。
		想定されるフィルタ装置に捕集,保持さ
フィルタ装置	500kW	れる放射性物質の崩壊熱に対して十分な
内発熱量		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		想定されるフィルタ装置に移行するエア
エノロノル 致行 星	400kg	ロゾルの量(38kg)に対して十分な余裕
1911 里		を見込み,400kgとする。
		BWRプラントにおける代表炉心(AB
トる事の病内	24. 4kg	WR)の平衡炉心末期を対象としたOR
より糸の炉内		IGEN2コードの計算結果に対して,
		東海第二発電所の熱出力(3,293MW)を考
		慮して算出した結果,24.4kgとする。
副雪冬州	基準地震動Ssに	基準地震動S <sub>s</sub> にて機能を維持する。
辰木竹	て機能維持	

格納容器圧力逃がし装置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を下回る 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を下回る 620kPa[gage]及 び限界温度を下回る 200℃を下回ることから、2Pd、200℃を最高使用圧力 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,限界温度を下回る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。

最高使用圧力及び最高使用温度については,格納容器圧力逃がし装置の 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)) JSME S NC1-2005/2007」(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。



- P :許容圧力 (MPa)
- Di: 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, 第3図に示すとおり,設計上考慮している最高使用圧力(620kPa[gage]),最 高使用温度(200℃)を超える圧力,温度でも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)

格納容器圧力逃がし装置の系統流量は,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

重大事故等発生後の数時間で格納容器圧力逃がし装置が使用されるこ とはないが,保守的に原子炉停止後2~3時間後に格納容器圧力逃がし装 置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圧力逃がし装置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。

$$W_{Vent} = Q_R \times 0.01 / (h_s - h_w) \times 3600 / 1000$$
 (式 1)

ここで,

*W<sub>Vent</sub>* :系統流量(t/h)

- *Q<sub>R</sub>*:定格熱出力(3293×10<sup>3</sup>k₩)
- h<sub>s</sub> : 飽和蒸気の比エンタルピ (2739kJ/kg @1Pd)
- *h*<sub>w</sub> : 飽和水の比エンタルピ(251kJ/kg @60℃<sup>\*</sup>)

※格納容器内に注水する水温を保守的に高めに設定した温度

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

格納容器圧力逃がし装置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

重大事故等発生後の数時間で格納容器圧力逃がし装置が使用されることはないが,保守的に原子炉停止後約2~3時間後に格納容器圧力逃がし

装置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)。

 各納容器内の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試験(NSPP 試験等)では,格納容器のエアロゾルは数時間程度で1/10程度まで減 少している結果が得られており,格納容器内のエアロゾルに対する除去 効果として,ドライウェルベント時はDF:10<sup>\*</sup>とする。

- ※事象発生から 19 時間(有効性評価におけるベント開始時間)後には、 より大きなDFが期待できること及びMAAP解析でもより大きなD Fを見込んでいる(別紙 17 第1図)ことから、設計条件として適用性 があると考える。
- 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。

ドライウェルベント : 0.01×0.61÷10×0.22=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。

	Gap	Early-In	En magaal	Late-In	合計
	Release	-vessel	Ex-vessel	-vessel	
Noble Gases <sup>*</sup>	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
Те	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
Се	0	0.0005	0.005	0	0.0055
La	0	0.0002	0.005	0	0.0052

第2表 NUREG-1465における格納容器内への放出割合

※ 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

二主ガループ※	放出	①放出割合	②崩壊熱寄与割合	崩壞熱寄与割合
	割合	(ハロゲン比)	(炉停止後約2時間)	$1\times2$
Halogens (I)	0.61	1.0	0.18	0.18
Alkali metal	0.01	1.0	0.02	0.02
$(C_S)$	0.61			
Те	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

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1表に示す。

シーケンフ (車角)	エアロゾル重量		
	W/Wベント	D/Wベント	
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)	lg	5,000g	

第4表 想定されるエアロゾル重量

一方,格納容器からのエアロゾルの移行量を保守的に評価するため,サ プレッション・プールによるスクラビング効果がないドライウェルベント 時の格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル量について,核分裂 生成物の炉内内蔵量とNUREG-1465に基づく炉心から格納容器へ放 出される核分裂生成物の割合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, に設定している。

想定する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. 核分裂生成物の炉内内蔵量

各核種グループの FP の炉内内蔵量を第5表に示す。

b. 核分裂生成物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。

【エアロゾル量】=

$$\sum_{\substack{\text{全核種グループ}}} [(核種グループの炉内内蔵量)]$$

×(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。

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(-)	エアロゾル 移行量(kg)
Halogens	CsI		0.61	
Alkali metal	CsOH		0.61	
Те	TeO <sub>2</sub> , Sb		0.305	
Ba, Sr	Ba0, Sr0		0.12	
Noble metals	MoO <sub>2</sub>		0.005	
Се	CeO <sub>2</sub>		0.0055	
La	$La_2O_3$		0.0052	
			合計	3.8E+01

第5表 核分裂生成物の炉内内蔵量

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)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 2Pd に近づいた状態では、原子炉圧力は、原子炉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、2Pd 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 2Pd 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ない。

スクラバ容器の設計に当たっては,最高使用圧力 2Pd,最高使用温度 200℃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6表参照)

部位	設計に用いた荷重		評価方法
スクラビング	静的荷重	内圧荷重(最高	JSME 設計・建設規格に基づき,荷
装置 (容器)		使用圧力)	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	内圧荷重及び地震荷重による一次
	動的荷重	荷重	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。
内部構造物	静的荷重	差圧荷重	ASME Sec.Ⅱ, Ⅲ, Ⅶに基づき評価
(ベンチュリ		差圧荷重, 地震	
ノズル)	動的荷重	荷重	ASME Sec. II, III, VIIに基づさ評価
		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

第6表 スクラバ容器の設計

格納容器圧力逃がし装置の漏えいに対する考慮について

格納容器圧力逃がし装置を構成する容器,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。

最高使用圧力	620kPa[gage]
最高使用温度	200°C
機器クラス	重大事故等クラス2
耐震仕様	基準地震動Ssにて機能維持

第1表 格納容器圧力逃がし装置設備の主要設計条件



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。

部位	設計考慮内容
フィルタ装置	・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。
	・スクラビング水が高アルカリ性 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。
	・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。
配管・弁	・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。
	・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)
	<ul> <li>・接液部は、スクラビング水が高アルカリ性</li> </ul>
	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。

第2表 各部位の設計上の考慮事項
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

第3表 主なパッキン類の使用箇所

以上のとおり,格納容器圧力逃がし装置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。(別紙 47) 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。

③よう素除去部 銀ゼオライトによりガス状の放射性 よう素を除去
②金属フィルタ ベンチュリスクラバを通過したエア ロゾルを捕集・保持し、スクラビン グ水から生じた液滴を除去
<ol> <li>①ベンチュリスクラバ</li> <li>ベンチュリノズル部においてエアロ</li> <li>ゾル及び無機よう素の大部分を捕集</li> <li>し、スクラビング水中に保持</li> </ol>
格納容器

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】



ベンチュリノズルでは、絞り部からスクラビング水を吸い込み、微細な液滴 なったスクラビング水とベントガスが接触することにより、大部分の放射性
機よう素を捕集する。
<ul> <li>●現象:</li> <li>ペンチュリ効果によってスクラビング水をノズル内に吸い込み、ガス流すに液滴を噴霧(いわゆる霧吹き)し、微細な液滴の形成により単位体積当りの表面積(界面)を大きくする。これにより、ベントガス中の無機よう素が果的にスクラビング水</li> <li>■主な原理:</li> </ul>
<ul> <li>●性能への主な影響因子:</li> </ul>
●設計上の考慮真頂・

①ベンチュリスクラバの機能(1)【無機よう素の捕集】

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(2)【エアロゾルの保持】

ペンチュリスクラバ (ペンチュリノズル+スクラビング水)	金属フィルタ (プレフィルタ+メインフィルタ) 流量制限オリフィス 銀ゼオライトフィルタ
	ベンチュリノズル部で捕集したエアロゾルをスクラビング水中に保持する。
	●現象:
	<ul> <li>●設計上の考慮事項:</li> </ul>
フィル々注音機能導き図	

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。

(ペンチュリノズル+スクラビ	シグ水) (プレフィルタキメインフィルタ) 流量制限オリフィス 後ゼオライトフィルタ
	ベンチュリノズル部で捕集した無機よう素をスクラビング水中に保持する。
	●現象: 
	●主な原理:
	<ul> <li>●性能への主な影響因子:</li> </ul>
	<ul> <li>●設計上の考慮事項:</li> </ul>

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】

ペンチュリスクラバ (ペンチュリノズル+スクラビング水)	金属フィルタ (プレフィルタ+メインフィルタ) 洗量制限オリフィス 単ゼオライトフィルタ 放射性物質から発生する熱をスクラビング水の蒸発により大気へ輸送する。
	<ul> <li>●現象: 捕集された放射性物質の崩壊熱による発熱を、スクラビング水の蒸発によって除去し、発生した蒸気を系外へ放出することで熱を大気へ輸送する。</li> <li>●設計上の考慮事項:</li> <li>■ベントガスによるスクラビング水の蒸発や捕集された放射性物質の崩壊熱による発熱を考慮しても、待機時から一定期間ベントが継続できる水量を保有する。</li> <li>■スクラビング水の水位が確認できるように、水位計を設ける。</li> <li>■水位が低下した場合においても、外部からの水の補給ができる設計とする。</li> </ul>
フィルタ装置機能模式図	

### ①多孔板の機能

多孔板は、ベンチュリノズル以降の流れ全体を整流する。
● <u>現象</u> :
●機權:
●性能への影響:

#### 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における現象【蒸気凝縮】



## ②金属フィルタの機能

金属フィルタには以下の機能がある。
<ul> <li>●機能(1)・・・【湿分分離】</li> <li>ペンチュリスクラバを通過したペントガスの湿分を分離する。</li> <li>●機能(2)・・・【エアロゾルの捕集】</li> <li>ペンチュリスクラバで捕集されず通過したエアロゾルを捕集する。</li> </ul>

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。

プレフィルタ及び湿分分離機構で、ベントガスに含まれる湿分を分離	する。
<ul> <li>●設置目的: メインフィルタでのエアロゾル捕集を効果的に行うため、ベントガスの分離する。</li> <li>●機構:</li> </ul>	り湿分

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。

ベンチュリスクラバ (ベンチュリノズル+スクラビング水)	金属フィルタ (プレフィルタ+メインフィルタ)	注量制限オリフィス 銀ゼオライトフィルタ
	金属フィルタは、ベンチュリスクラ	バで捕集されず通過したエアロゾルを捕集する
	<ul> <li>●現象: エアロゾルが金属繊維の表面</li> <li>●主な原理: ①さえぎり効果</li> <li>②拡散効果</li> <li>③慣性衝突効果</li> <li>●性能への主な影響因子: ガス流速、エアロゾル粒径</li> <li>●設計上の考慮事項:</li> </ul>	回に接触することで、金属表面に捕集される

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

ベンチュリスクラバ (ペンチュリノズル+スクラビング水)	金属フィルタ (ブレフィルタ+メインフィルタ) 流量制限オリフィス 銀ゼオライトフィルタ ペントフィルタ内の体積流量をほぼ一定に保つために、金属フィルタ下流に流量 制限オリフィスを設置する。
	<ul> <li>●現象:</li> <li>■流量制限オリフィスの設置により、オリフィス部までは格納容器圧力に近い圧力に保たれ、ベントガスの体積流量はほぼ一定になる。</li> <li>&lt;補足&gt;</li> <li>格納容器の圧力低下に伴ってベントガスの質量流量は低下するが、比容積が増加するため、体積流量(=質量流量×比容積)はほぼ一定となる。</li> </ul>
フィルタ装置機能模式図	

## ④よう素除去部の機能

よう素除去部では、ガス状放射性よう素(無機よう素及び有機よう素)を捕集する。
●現象: ●現象: よベントガス中のよう素を反応させて捕集 る。
● <u>主な原理</u> :
<ul> <li>●性能への主な影響因子:</li> </ul>
<ul> <li>●設計上の考慮事項:</li> <li>・適切な滞留時間となるように吸着材の充てん量を設定</li> <li>・想定されるよう素量を捕集できるように吸着材の充てん量を設定</li> </ul>

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

格納容器圧力逃がし装置は、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 1Pd 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 2Pd 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。

 $V[m^{3} / s] = m_{\text{VATA}}[kg / s] \cdot \sigma [m^{3} / kg]$ 

・・・・(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。

格納容器圧力 kPa[gage]	オリフィス上流 圧力損失 kPa	オリフィス下流 圧力損失 kPa	質量流量 kg∕s (相対比) <sup>*1</sup>	体積流量 m <sup>3∕s</sup> (相対比) <sup>%1</sup>
620 (2Pd) 310 (1Pd)				
<b>\•</b> ∕ 1 → <del>b</del> 7 √ b+ 7	호명도구 101 호	し さ の は さ 100		2 土\、

第1表 格納容器圧力に対する体積流量(概算評価)

※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※2 低流量になる事故発生7日後の値

第1図 圧力勾配図

第2図 格納容器圧力逃がし装置の流量特性

ベント実施時の放射線監視測定の考え方について

(1) フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲

フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲と計測範囲の設定の考え方は, 第1表のとおりである。

名称	計測範囲	取付箇所	計測範囲の設定の考え方
フィルタ装置出口放射	$10^{-2} \sim 10^{5}  \text{Sv} / \text{h}$	原子炉建屋付	系統運転中における放射
線モニタ(高 <i>レンジ</i> )		属棟1階	性物質濃度を確認するた
		屋外 (原子炉建	め,想定される放射性物質
		屋南側外壁面)	がフィルタ装置出口配管
フィルタ装置出口放射	$10^{-3} \sim 10^{4}  \text{mSv} / h$	原子炉建屋付	に内包された時の最大の
線モニタ(低レンジ)		属棟1階	放射線量率を計測できる
			範囲とする。なお、高レン
			ジ用は炉心損傷している
			場合に,低レンジ用は炉心
			損傷していない場合を想
			定して設定する。

第1表 計測範囲とその考え方

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2表に示す。また,第2表の評価条件に基づく評価結果を第3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1.0×10<sup>5</sup>Sv/hは、ベント実施時に想定される最大線量率3.0×10<sup>1</sup>Sv/hに対し、余裕があり、計測可能である。

第2表 評価条件

項目	評価条件	評価条件の考え方	
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 b 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	格納容器圧力逃がし装置 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	事象発生から1時間後	開始時刻が遅れるほど希 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

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

第3表 評価結果

b. 評価対象核種の考え方

格納容器圧力逃がし装置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4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5表のとおり希ガスの線量率は,よう素に比べて10<sup>2</sup>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4表 評価条件

項目	評価条件	評価条件の考え方
		格納容器破損防止対策の
		有効性評価で想定する格
	「大破断LOCA+高圧炉心冷却	納容器破損モードのう
	失敗+低圧炉心冷却失敗+全交流	ち、希ガス類及びよう素
評価事象	動力電源喪失」	の放出量が最も多くなる
	(代替循環冷却系を使用しない場	事故シーケンスとして,
	合)	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
		原子炉の放射性物質の内
炉心状態	平衡炉心(サイクル末期)	蔵量が最も多くなる状態
		を選定
	希ガス類:Kr-83m, Kr-85m, Kr-85,	
	Kr-87, Kr-88, Xe-131m,	大気に放出される放射性
亚伍基布拉廷	Xe-133m , Xe-133 ,	物質のうち,線量当量率
評恤刈家核性 	Xe-135m, Xe-135, Xe-138	が支配的となる核種を選
	よう素 : I-131, I-132, I-133,	定
	I -134, I -135	
炉心から格納容器へ	希ガス:100%	MAAP解析結果に基づ
の移行割合	よう素:80%	き設定
	有機よう素 :4%	R. G. 1.195 <sup>※1</sup> に基づ
よう素の形態	無機よう素 : 91%	き設定
	粒子状よう素:5%	
格納容器内での除去		
効果(希ガス及び有機	考慮しない	保守的に設定
よう素)		
		CSE 実験及び Standard
	沈美に上ス除土係粉・900*3	Review Plan 6.5.2 $^{*2}$ K
故姉宏碧内での除土	化有による际ム床数,200	基づき設定 (別紙 17 補足
格納谷菇内での床去		3参照)
※木 (無機より糸)	サプレッシュン・プロルズのフクラ	Standard Review Plan
	リノレツション・ノール $CO(A)$ ノ	6.5.5 <sup>※3</sup> に基づき設定
	<ul><li>こシクによる味云保数:10</li></ul>	(別紙 17 補足 4 参照)
		無機よう素よりも沈着等
格納容器内での除去	無挫とら妻と同じ	による除去効果が大きい
効果(粒子状よう素)	灬(成よノ糸と凹し	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	<ul> <li>希ガス :1</li> <li>有機よう素 :50</li> <li>無機よう素 :100</li> <li>粒子状よう素:1000</li> </ul>	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 Evaluationg Radiological Consequences of Desigh Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors", May 2003

※ 2 : Standard Review Plan6.5.2, "Containment Spray as a Fission Product Cleanup System", March 2007

※ 3 : Standard Review Plan6.5.5, "Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System", March 2007

ベント 開始時間	希ガス 線量率① (Sv/h)	よう素 線量率② (Sv/h)	1/2
事象発生から 19 時間後	5.6×10 <sup>0</sup>	5. $2 \times 10^{-2}$	$1.08 \times 10^{2}$

第5表 評価結果

(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4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に対して100m当たり10%が配管内に均一に付着する」(別紙30) とした場合の評価結果は,230mSv/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(γ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4表の評価条件において評価したフィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ)の換算係数を第6表に示す。なお,換算係数の算出過程を以下に示す。

- 平衡炉心(サイクル末期)における核種毎の炉内希ガスの総量(①) を解析により算出する。
- ペント開始時間までの減衰を考慮した核種毎の希ガスの総量(②)を 算出する。
- ③ 格納容器空間体積(9,800m<sup>3</sup>)から核種毎の希ガス量を除し,核種毎の放射性物質濃度の合計(③)を算出する。
- ④ 上記③の核種毎の放射性物質濃度にγ線放出割合を乗じて算出した γ線線源強度と第1図の評価モデルから核種毎の線量率の合計(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。

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∕cm³)	線量率④ (Sv/h)	換算係数 ((Bq/cm³)/(Sv/h))
2. $2 \times 10^{19}$	9.4×10 <sup>18</sup>	9.6×10 <sup>8</sup>	5.6×10 <sup>0</sup>	1. $7 \times 10^{8}$

第6表 換算係数の算出

第6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 ロ放射線モニタ(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。





別紙 7-9

- (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

- 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 MAAPコードを用い、代表的な重大事故時想定\*1における主要な 放射性物質の格納容器内への移行割合(気相部への移行割合,沈着 割合)を求め、①及び②で算出した核種毎の存在量(Bq)より壁面 沈着分の放射能量(Bq)及び気相部の放射能量(Bq)を評価する。
- ④ 検出器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)について、検出器の周辺の構造 を考慮した線量評価モデルを用いて評価する。
- 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

- 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<sup>\*1</sup> の中より最も事象進展が近いものを選定する。
- 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 放射能量(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能量(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能量(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能量(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LOCA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。
- 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。以下にフィルタ装置出口放射線モニタ ○事前準備事項

(3)項で示す手法で算出した「換算係数((Bq/cm<sup>3</sup>)/(Sv/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

- フィルタ装置出口放射線モニタの指示値(Sv/h)に対し,事前に評価した「換算係数((Bq/cm<sup>3</sup>)/(Sv/h))」を乗じ,放射性物質濃度(Bq/cm<sup>3</sup>)を求める。
- ② ①で求めた放射性物質濃度(Bq/m<sup>3</sup>)に格納容器圧力から推定されるベント流量(m<sup>3</sup>/h)を乗じ,放出速度(Bq/h)を求める。
- ③ ②の放出速度(Bq/h)をベント実施期間で積分することにより、放出放射能量(Bq)を求める。
- ④ 事故後に換算係数を再評価し、また、配管付着分のバックグランド
   を差し引くことで、より精度の高い放出放射能量(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

格納容器圧力逃がし装置の隔離弁及び計装設備の重大事故等時における 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 とができなくならないようにする。

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圧力逃がし装置の隔離弁及び計装設備の重大 事故等時における機器に,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)

	負荷	負荷容量 (交流(k₩))	備考
1	第一弁	0.72kW	
	(サプレッション・チェンバ側)		
2	第一弁	0 72kW	
2	(ドライウェル側)	0.728	
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	
Q	フィルタ装置出口放射線モニタ	0 3FM	
9	(高レンジ・低レンジ)	0. JKW	
10	フィルタ装置スクラビング水 pH 計	26.3kW	
	合 計	約 78kW <sup>※</sup>	

第1表 常設代替交流電源設備による負荷一覧

※ 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)



別紙 8-8

	負荷	負荷容量 (交流(k₩))	備考
1	第一弁 (サプレッション・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		26.3kW	
	合計	約 78kW*	

第2表 可搬型代替交流電源設備による負荷一覧

※ 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,系統待機時に使用すること,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。



	負荷	負荷容量 (直流 (A))	備考
1	第一弁		
1	(サプレッション・チェンバ側)		
2	第一弁		
2	(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		
0	フィルタ装置出口放射線モニタ	24	
9	(高レンジ・低レンジ)	JA	
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>

第3表 常設代替直流電源設備による負荷一覧

※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

	負荷	負荷容量 (直流(A))	備考
1	第一弁		
1	(サプレッション・チェンバ側)		
2	第一弁		
2	(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	_	
Q	フィルタ装置出口放射線モニタ	3.4	
5	(高レンジ・低レンジ)	57	
10	フィルタ装置スクラビング水 pH 計		
	合 計	6A <sup>*</sup>	

第4表 可搬型代替直流電源設備による負荷一覧

※ 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。(別紙 46 第 4 表)

(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格納容器圧力逃がし装置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)= 2.256E+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≒

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,コアーコンクリート反応によ 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,ベンチュリノズルの狭隘 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狭隘部は数 cm であり,狭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

格納容器からのエアロゾルの移行量を保守的に評価するため,サ プレッション・プールによるスクラビング効果がないドライウェル ベント時の格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル量に ついて,核分裂生成物の炉内内蔵量とNUREG-1465に基づく炉 心から格納容器へ放出される核分裂生成物の割合を用いて評価し 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, \_\_\_\_\_ に設定している。(別紙2)

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(別紙 46 第 4 表)と,設計エアロゾル重量 に対して金属フィルタへの移行量は, となる。

(ⅲ) 評価結果

金属フィルタの総面積は であり,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。



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ベンチュリスクラバと

## 金属フィルタを組み合わせた除去係数

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。

 液相中における無機よう素(I₂)とよう素イオン(I<sup>-</sup>)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<sub>2</sub>]と[I<sup>-</sup>]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<sub>2</sub>と I<sup>-</sup>の平衡と pHの関係

液相と気相の無機よう素(I<sub>2</sub>)の平衡

液相中の無機よう素(I<sub>2</sub>(aq))と気相中の無機よう素(I<sub>2</sub>(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<sub>2</sub>(aq)]及び[I<sub>2</sub>(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<sub>10</sub> P = 6.29 - 0.0149T T: 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。



(a) スクラビング水の薬剤の保有量



(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(ABWR)の平衡炉心末期を 対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して,東海第二発 電所の熱出力(3,293MW)を考慮して算出した結果,約24.4kg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(CsI)を除く無 機よう素等(I<sub>2</sub>, HI, I)から有機よう素(CH<sub>3</sub>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2表に示す。

有機よう素	WASH-1233	N U R E G - 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

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

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、W ASH-1233で示される 3.2% (合計)に基づき決定している。しかし、WA SH-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3表に,pH調整が実施されていない場合の結果を第4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

	2		Fraction of total iodine in containment (%)			
Plant	Accident	I <sub>2</sub> (g)	I <sub>2</sub> (१)	I (I)	CH <sub>3</sub> I (g)	
Grand Gulf	TC Y	0.05	0.03	99.92	0.001	
	TQUV Y	0.01	0.03	99.96	0.0003	
Peach Bottom	AE Y	0.002	0.03	99.97	0.0001	
	TC2 Y	0.02	0.03	99.95	0.0004	

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

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

		Fraction of total iodine in containment (%)			
Plant	Accident	I <sub>2</sub> (g)	I <sub>2</sub> (1)	I <sup>-</sup> (f)	CH <sub>3</sub> I (g)
Grand Gulf	TC y	26.6	15.3	58.0	0.2
	TQUV Y	6.6	18.3	75.1	0.06
Peach Bottom	AE Y	1.6	21.6	76.8	0.01
	TC2 Y	10.9	18.0	71.0	0.07

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

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(ABWR)の平衡炉心末期 を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して,東海第 二発電所の熱出力(3,293MW)を考慮して算出した結果, 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,よう化セシウム 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。

ベンチュリスクラバ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、よう素除去部の有機よう 素の除去性能はDF=50であるが、有機よう素全てがよう素除去部に 蓄積されるものとすることでよう素除去部での発熱量を保守的に評価 する。よう素除去部での発熱量を第1表に示す。

	原子炉停」	上後時間
	19hr	168hr
有機よう素+無機よう素の発熱量		

第1表 よう素除去部での発熱量(単位:₩)

(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。

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)
 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、可搬型窒素供 給装置による窒素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。

・窒素流量 = 200 m<sup>3</sup>[N]/h

・窒素比熱 = 1,040 J/kg・℃

・窒素密度 = 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> ₩ (19hr)

 $= 9.83 \times 10^{6} \text{ W} (168 \text{h})$ 

(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℃)・窒素パージ量(m³/s)・窒素密度(kg/m³))
<< 蒸気の場合>

上昇温度(℃)=よう素除去部内の発熱量(W)/(比熱(J/kg℃)・蒸気発生量(kg/s)) 蒸気発生量(kg/s)= 格納容器内の発熱量(W)/蒸発潜熱(J/kg)

第2表に窒素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(400℃以上)に対して十分に低く抑えることができる。

第2表 窒素冷却による上昇温度(単位:℃)

原子炉停止後時間	
<u>168hr</u>	
	原子炉停止後時間 168hr

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 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(ABWR)の平衡炉心末期を 対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して,東海第二発 電所の熱出力(3,293MW)を考慮して算出した結果,約24.4kg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 無機よう素約 0.54mol, 有機よう素約 4.7mol であり、無機よう素 I<sub>2</sub> (分子量:253.8)約 136g, 有機よう素 CH<sub>3</sub>I(分子量:141.9)約 666g に相当する。

(無機よう素 (I<sub>2</sub>)のモル数) =24,400g/126.9g/mol×61%×91%/100(DF)

/2 (I<sub>2</sub>)

 $= 0.536 \cdots mol$ 

(有機よう素 (CH<sub>3</sub>I) のモル数) =24,400g/126.9g/mol×61%×4%

 $=4.69\cdots$ mol

(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	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

別紙 11-6

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、 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〉

- 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

スクラビング水の初期保有水量(系統待機時)は、ベント開始後24時間は ベンチュリスクラバによる所定の放射性物質の除去性能が得られる水量と、

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

(3) スクラビング水の補給期間について

フィルタ装置の設計条件に基づいているスクラビング水の初期保有水量(フ ィルタ装置の寸法)は、他の設計条件と同様に、大きな保守性を確保し設定(設 計)している。一方、スクラビング水の補給期間は、運用に係るものであり、 有効性評価に基づく運用を考慮して評価することとし、有効性評価のうちベン ト時間を厳しく評価する大破断LOCAを想定した「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より評価する(第1表)。

スクラビング水の補給期間の評価条件及び評価結果を以下に示す。

【評価条件】

- 初期水位:
- ・室温:25℃<sup>\*1</sup> (系統待機時),65℃<sup>\*2</sup> (ベント実施中)
- ・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

※1:ベント実施前のスクラビング水の初期水温としても使用。地 下格納槽にあることを踏まえて設定した値

- ※2:スクラビング水の蒸発量を多く見込むために高めに設定した 値
- ※3:19時間ベントの解析結果にNUREG補正(別紙17補足5参 照)した格納容器外へ放出された放射性物質(希ガスを除く) の発熱量(約15kW)に余裕を考慮した値
【評価結果】

スクラビング水位の挙動を第3図に示す。より保守的な結果を与えるD/ Wベントのケースにおいても、ベント時の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。

	設備設計	運用	
	【フィルタ装置寸法】	【水補給の運用の評価】	
	2~3 時間後		
ベント時間	【原子炉定格熱出力の1%		
	相当の時間】	【有効性評価結果より】	
コーンを生産中	500kW	20kW	
アイルタ装直内 発熱量	【ベント時間	【ベント時間	
	2~3 時間ベース】	19 時間ベース】	

第1表 設備設計と運用の主な条件設定の差異

※:水補給の運用の評価のほか、被ばく評価もベント時間19時間ベース

第2図 ベント時の圧力推移図(水位計算時)

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

格納容器圧力逃がし装置の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<sub>max</sub>は以下のように算出できる。

$$d_{max} = \frac{0.408 \cdot R \cdot \coth\left(1.84\frac{h}{R}\right)}{\frac{g}{\omega_{N}^{2} \cdot \theta_{h} \cdot R} - 1} = \boxed{[mm]}$$

ここで,

$$\omega_{\rm N} = \sqrt{\frac{1.84}{\rm R}} \cdot {\rm g} \cdot \tanh\left(1.84\frac{\rm h}{\rm R}\right) = \left[ \left[ {\rm s}^{-1} \right] \right]$$

$$\theta_{h} = 1.534 \cdot \frac{s_{A}}{\omega_{N}^{2} \cdot R} \cdot \tanh\left(1.84\frac{h}{R}\right) =$$
  
R : フィルタ装置容器半径 (内径) [mm]
  
h : スクラビング水上限水位 [mm]
  
g : 重力加速度 9,806.65[mm/s<sup>2</sup>]
  
S<sub>A</sub> : 応答加速度 [mm/s<sup>2</sup>]

(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 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,更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,第二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 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、「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

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。

ベント中のよう素除去部へのスクラビング水の影響として,スウェリングに より,よう素除去部の位置までスクラビング水位が上昇し,よう素除去部にお いて蒸気が凝縮し,銀ゼオライトの表面に水が付着することでよう素の除去性 能が低下することがないかを確認する。

また,格納容器圧力逃がし装置の待機時のフィルタ装置内の環境が,スクラ ビング水により飽和蒸気となることが想定されるが,この環境でよう素の除去 性能が低下することがないかを確認する。

(1) スウェリングの影響について

スクラビング水に蒸気が流入すると、スウェリングにより水位が上昇する 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、よう素除去部で蒸気が 凝縮することはなく、よう素の除去性能への悪影響はない。

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。 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,よう素除去部において蒸気 が凝縮し,銀ゼオライトの表面に水が付着することはないため,よう素の除 去性能への悪影響はない。

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

プラント運転中を通して格納容器圧力逃がし装置の系統待機時は,フィ ルタ装置内がスクラビング水によって飽和蒸気の環境となり,銀ゼオライ トは長期間,飽和蒸気の環境下で保管される。

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

と銀ゼオライトを第1表に示す環境で保管し、 よう素除去効率を6カ月後及び15カ月後に測定を実施した結果と銀ゼオラ イトの保管の様子を各々第2表と第2図に示す。

項目	試験条件	実機環境を考慮した適用性

第1表 銀ゼオライトの試験条件

有機よ	う素の除去効率	E (%)
初期	6 カ月後	15 カ月後

第2表 銀ゼオライトの除去効率の経時変化



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ると考える。

## 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。

なお,圧力開放板は,大気との境界に設置されることから,フィルタ装置出口配管端部から降水が侵入し,凍結することで機能に影響を与えることがないように系統開口部から降水が浸入し難い構造とする。(別紙 32)

(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。

### 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 たクラッチの切替操作を、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替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り付けられている。

# 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

### ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価

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,格納容器圧力逃がし装置配管 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。

格納容器圧力逃がし装置配管,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、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、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

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,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」 (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 定する格納容器破理価で想 定する格納容器破損 モードのうち,中央 制御室員の被ばくの 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2.2×10 <sup>19</sup> Bq CsI類 : 約2.9×10 <sup>19</sup> Bq CsOH類 : 約2.9×10 <sup>19</sup> Bq CsOH類 : 約1.2×10 <sup>18</sup> Bq Sb類 : 約1.3×10 <sup>18</sup> Bq TeO <sub>2</sub> 類 : 約6.8×10 <sup>18</sup> Bq SrO類 : 約1.3×10 <sup>19</sup> Bq BaO類 : 約1.2×10 <sup>19</sup> Bq MoO <sub>2</sub> 類 : 約2.5×10 <sup>19</sup> Bq CeO <sub>2</sub> 類 : 約7.5×10 <sup>19</sup> Bq La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類 : 約5.5×10 <sup>19</sup> Bq (核種毎の炉心内蔵量を核種グループ毎に集 約して記載)	「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(Bq/ MW)は、BWR共通 条件として、東海第 こと同じ装荷燃料 (9×9燃料(A 型)),運転時間 (10,000時間)で算 出したABWRのサ イクル末期の値を使 用)
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	MAAP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	自然沈着率:9.0×10 <sup>-4</sup> (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)
よう素)	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 Plan6.5.5 <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 名ガス類S/Cベント 約4.3×10 <sup>-3</sup> D/Wベント :約4.4×10 <sup>-3</sup> CsI類 CsOH類 <td:約6.3×10<sup>-5<td:約6.3×10<sup>-5<td:約6.3×10<sup>-5Sb類 TeO2類<td:約6.8×10<sup>-6<td:約6.8×10<sup>-6SrO類 BaO類<td:約2.7×10<sup>-6<td:約2.8×10<sup>-6MoO22類 CeO2類<td:約3.4×10<sup>-7<td:約3.4×10<sup>-7CeO23類 La2O3類<td:約2.7×10<sup>-8<td:約2.8×10<sup>-8</td:約2.8×10<sup></td:約2.7×10<sup></td:約3.4×10<sup></td:約3.4×10<sup></td:約2.8×10<sup></td:約2.7×10<sup></td:約6.8×10<sup></td:約6.8×10<sup></td:約6.3×10<sup></td:約6.3×10<sup></td:約6.3×10<sup>	MAAP解析結果及 びNUREG-1465 <sup>*</sup> <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
格納容器圧力逃 がし装置への放 出割合	S/Cベント 希ガス類 C s I 類 C s OH類S/Cベント : 約9.5×10 <sup>-1</sup> : 約9.5×10 <sup>-1</sup> : 約9.5×10 <sup>-1</sup> : 約9.5×10 <sup>-1</sup> : 約9.5×10 <sup>-1</sup> : 約9.5×10 <sup>-3</sup> : 約4.0×10 <sup>-3</sup> : 約7.5×10 <sup>-3</sup> : 約7.5×10 <sup>-3</sup> : 約7.5×10 <sup>-3</sup> : 約1.5×10 <sup>-3</sup> : 約1.5×10 <sup>-3</sup> : 約1.5×10 <sup>-3</sup> : 約1.5×10 <sup>-4</sup> B a O類 : 約3.6×10 <sup>-8</sup> : 約5.8×10 <sup>-4</sup> : 約5.8×10 <sup>-4</sup> : 約7.2×10 <sup>-5</sup> C e O 2 類 : 約9.0×10 <sup>-10</sup> : 約5.8×10 <sup>-5</sup> : 約5.8×10 <sup>-6</sup>	MAAP解析結果 及びNUREG -1465に基づき設定 (補足5参照)
格納容器圧力逃 がし装置の除去 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

<sup>※1 :</sup> Regulatory Guide 1. 195, "Methods and Assumptions for Evaluationg Radiological Consequences of Desigh Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors", May 2003

<sup>※ 2 :</sup> Standard Review Plan6.5.2, "Containment Spray as a Fission Product Cleanup System", March 2007

<sup>※ 3 :</sup> Standard Review Plan6.5.5, "Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System", March 2007

<sup>%</sup> 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>**</sup> 2	▼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			
格納容器圧力逃がし装置からの放出			

※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「格納容器圧力逃がし装置からの放出」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	格納容器圧力逃がし装置排気口及 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 格納容器圧力逃がし装置 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	格納容器圧力逃がし装置排気口か 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	格納容器圧力逃がし装置排気口放 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 格納容器圧力逃がし装置 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圧 力逃がし装置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/	$\mathbf{Q}$
--	-----	--------	-------	--------------	--------	-----	--------------

作業内容		放出箇所 χ/Q及びD/Q		Q及びD/Q
第一弁	屋内移動時/	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ∕Q (s∕m³)	約 8.0×10 <sup>-4</sup>
(S/C询) 開操作	作業時	非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\chi / Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 3.0×10 <sup>-6</sup>
	尼内孜動哄	原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi / Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 8.0×10 <sup>-4</sup>
	座內移動时	非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\chi / Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 3.0×10 <sup>-6</sup>
第一弁 (D/W側) 開操作		原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi / Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 7.4×10 <sup>-4</sup>
	作業時	非常用ガス処理系排気筒	$\chi / Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 2.1×10 <sup>-6</sup>
		(排気筒放出)	D∕Q (Gy∕Bq)	約 6.4×10 <sup>-20</sup>
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 8.3×10 <sup>-4</sup>
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	$\chi / Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 4.2×10 <sup>-4</sup>
			D∕Q (Gy∕Bq)	約 8.7×10 <sup>-19</sup>
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\chi / Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 3.0×10 <sup>-6</sup>
			D∕Q (Gy∕Bq)	約 1.2×10 <sup>-19</sup>
		原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi / Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 8.0×10 <sup>-4</sup>
	屋内移動時	格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	$\chi / Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 4.0×10 <sup>-4</sup>
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\chi / Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 3.0×10 <sup>-6</sup>
		原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi / Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 7.4×10 <sup>-4</sup>
	作業時	格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	$\chi / Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 3.7×10 <sup>-4</sup>
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\chi / Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 3.0×10 <sup>-6</sup>

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)	$\begin{split} \mathbf{D} &= 6.2 \times 10^{-14} \cdot \mathbf{Q}_{\gamma} \cdot \chi / \mathbf{Q} \cdot \mathbf{E}_{\gamma} \cdot \left(1 - e^{-\mu \cdot \mathbf{R}}\right) \cdot 3600 \\ \mathbf{D} &: 放射線量率 (Sv / h) \\ \mathbf{Q}_{\gamma} &: 大気に放出された放射性物質放出率 (Bq / s) \\ &(0.5 MeV 換算値) \\ \mathbf{E}_{\gamma} &: ガンマ線エネルギ (0.5 MeV / dis) \\ \mu &: 空気に対するガンマ線エネルギ吸収係数 \\ &(3.9 \times 10^{-3} / m) \\ \mathbf{R} &: 作業エリア等の空間体積と等価な半球の半径(m) \\ &\mathbf{R} = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot \mathbf{V}_{\mathbf{R}}}{2 \cdot \pi}} \\ \mathbf{V}_{\mathbf{R}} &: 作業エリア等の空間体積 (m^{3}) \end{split}$	
作 業 場 所 等 の 空 間 体積(V <sub>R</sub> )	<s cからのベントを行う場合=""> <ul> <li>第一弁</li> <li>操作場所 : 2,200m<sup>3</sup></li> <li>屋内移動アクセスルート: 2,200m<sup>3</sup></li> <li>第二弁</li> <li>操作場所 : 590m<sup>3</sup></li> <li>屋内移動アクセスルート: 2,200m<sup>3</sup></li> <li><d wからのベントを行う場合=""></d></li> <li>・第一弁</li> <li>屋外のため相対線量より評価</li> <li>・第二弁</li> <li>操作場所 : 590m<sup>3</sup></li> <li>屋内移動アクセスルート: 2,200m<sup>3</sup></li> </ul></s>	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 蔽 気 加 定 文 か ズ 、 考 に 考 、 一 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、	<ul> <li>待避室の遮蔽厚 : (コンクリート相当)</li> <li>空気ボンベによる加圧時間:ベント実施から3時間</li> <li>※格納容器圧力逃がし装置配管がある部分の遮蔽厚は</li> <li>(コンクリート相当)</li> </ul>	第二弁操作場所にベン ト後3時間滞在する。

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 : 2.0×10 <sup>-8</sup> Sv/Bq I-132 : 3.1×10 <sup>-10</sup> Sv/Bq I-133 : 4.0×10 <sup>-9</sup> Sv/Bq I-134 : 1.5×10 <sup>-10</sup> Sv/Bq I-135 : 9.2×10 <sup>-10</sup> Sv/Bq C s-134 : 2.0×10 <sup>-8</sup> Sv/Bq C s-136 : 2.8×10 <sup>-9</sup> Sv/Bq C s-137 : 3.9×10 <sup>-8</sup> 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	1.2m <sup>3</sup> ∕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 cm/s 無機よう素:0.5 cm/s 有機よう素:1.7×10 <sup>-3</sup> 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5表 線量換算係数,呼吸率等
項	〔 〔	評価条件		選定理由
	第一弁	作業場所		
遮蔽厚さ*	(S/C側)	移動ルート		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)
	第一弁	作業場所		
	(D/W側)	移動ルート		
	第二弁	作業場所		
		移動ルート		
	第一弁	作業場所		
	(S/C側)	移動ルート		
配管中心か ら評価点ま での距離	第一弁 (D/W側)	作業場所		
		移動ルート		_
	第二会	作業場所		
	<b></b> 一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一	移動ルート		

第6表 格納容器圧力逃がし装置配管からの直接ガンマ線

※遮蔽厚はコンクリート相当の厚さとする。

第7表  原壬炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャイ
-----------------------------

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-CGGP2R 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)

44 V 2 407 P.4		第一弁(S/	C側)開操作	第一弁(D/W側)開操作		
一 彼はく経路		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 ガンマ線による外部	質からの 皮ばく	約1.9×10 <sup>0</sup>	約2.7×10 <sup>0</sup>	約4.2×10 <sup>0</sup>	約4.2×10 <sup>0</sup>	
大気中へ放出された	外部被ばく	屋内に流入する放射性物質の		約2.6×10 <sup>-2</sup>	約2.6×10 <sup>-2</sup>	
放射性物質による被ばく	内部被ばく	影響に包	絡される	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	
外気から作業場所内へ流入	外部被ばく	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	大気中へ放出され	れた放射性物質の	
した放射性物質による被ばく	内部被ばく	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	影響に包絡される		
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		1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	約5.7×10 <sup>-2</sup> (復路のみ)	約2.4×10 <sup>-1</sup>	約2.4×10 <sup>-1</sup> (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1.3×10 <sup>-2</sup>	約1.2×10 <sup>1</sup>	約1.1×10 <sup>1</sup>	約1.2×10 <sup>1</sup>	
作業線量率		約1.9×10 <sup>0</sup>	約1.4×10 <sup>1</sup>	約1.5×10 <sup>1</sup>	約1.6×10 <sup>1</sup>	
作業時間及び移動	寺間	90分	70分(往復)	90分	100分(往復)	
作業員の実効線量(作業時)	してび移動時)	約2.8×10 <sup>0</sup> mSv	約1.7×10 <sup>1</sup> mSv	約2.3×10 <sup>1</sup> mSv	約2.7×10 <sup>1</sup> mSv	
作業員の実効線量(各	合計)	約2.0×	5 10 <sup>1</sup> mSv	約5.0×10 <sup>1</sup> mSv		

5

※第一弁開操作は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・11)/ 11/	(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 ガンマ線によるタ	性物質からの ト部被ばく	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	約2.2×10 <sup>0</sup>	約2.2×10 <sup>0</sup>	約1.7×10 <sup>0</sup>	約1.7×10 <sup>0</sup>
大気中へ放出された放	外部被ばく	屋内	屋内に流入する放射性物質の			屋内に流入する放射性物質の			約1.1×10 <sup>-1</sup>
射性物質による被ばく	内部被ばく		影響に包絡され	3	影響に包絡される			1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	約2.7×10 <sup>-2</sup>
外気から作業場所内へ	外部被ばく	約3.6×10 <sup>0</sup>	約4.4×10 <sup>-2</sup>	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	約4.1×10 <sup>-2</sup>	屋川のたい岩色川	
による被ばく	内部被ばく	正圧化により流入なし			1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	約2.7×10 <sup>-2</sup>	座/トッシ/にの刈家/ト	
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2.6×10 <sup>-1</sup>	約2.6×10 <sup>-1</sup>	約2.6×10 <sup>-1</sup>	約7.7×10 <sup>-2</sup>	約7.7×10 <sup>-2</sup>	約1.7×10 <sup>-1</sup>	屋外のた	め対象外
大気中へ放出され地表 放射性物質からのガンマ	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1.7×10 <sup>-2</sup> 約		約1.7×10 <sup>-2</sup>	約1.7×10 <sup>-2</sup>	約1.3×10 <sup>-2</sup>	約1.2×10 <sup>1</sup>	約1.2×10 <sup>1</sup>	約1.2×10 <sup>1</sup>	約1.2×10 <sup>1</sup>
作業線量率		約3.8×10 <sup>0</sup>	約3.3×10 <sup>-1</sup>	約2.8×10 <sup>-1</sup>	約1.1×10 <sup>-1</sup>	約1.4×10 <sup>1</sup>	約1.4×10 <sup>1</sup>	約1.4×10 <sup>1</sup>	約1.4×10 <sup>1</sup>
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3.8×10 <sup>0</sup> mSv	約3.3×10 <sup>-1</sup> mSv	約2.8×10 <sup>-1</sup> mSv	約2.6×10 <sup>-1</sup> mSv	約2.3×10 <sup>0</sup> mSv	約2.3×10 <sup>0</sup> mSv	約8.1×10 <sup>0</sup> mSv	約8.1×10 <sup>0</sup> mSv
作業員の実効線量	<b>赴</b> (合計)	約2.5×10 <sup>1</sup> 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/	ĺh)
· · · ·			

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 ガンマ線によるタ	性物質からの ト部被ばく	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	約2.3×10 <sup>0</sup>	約2.3×10 <sup>0</sup>	約1.7×10 <sup>0</sup>	約1.7×10 <sup>0</sup>
大気中へ放出された放	外部被ばく	屋内	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1.5×10 <sup>1</sup>
射性物質による被ばく	内部被ばく								約1.3×10 <sup>0</sup>
外気から作業場所内へ	外部被ばく	約3.1×10 <sup>0</sup>	約2.6×10 <sup>-1</sup>	約6.0×10 <sup>-2</sup>	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	約8.3×10 <sup>0</sup>	目前のたみは毎月	
流入した 放射性物質 による 被ばく	内部被ばく	正圧化により流入なし			1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	約1.3×10 <sup>0</sup>	座外のため対象外	
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2.9×10 <sup>-1</sup>	約2.9×10 <sup>-1</sup>	約2.9×10 <sup>-1</sup>	約1.8×10 <sup>-2</sup>	約1.8×10 <sup>-2</sup>	約1.9×10 <sup>-1</sup>	屋外のた	め対象外
大気中へ放出され地表 放射性物質からのガンマ	長面に沈着した マ線による被ばく	約2.3×10 <sup>-2</sup>	約2.3×10 <sup>-2</sup>	約2.3×10 <sup>-2</sup>	約1.3×10 <sup>-2</sup>	約1.2×10 <sup>1</sup>	約1.6×10 <sup>1</sup>	約1.2×10 <sup>1</sup>	約1.6×10 <sup>1</sup>
作業線量率		約3.4×10 <sup>0</sup>	約5.8×10 <sup>-1</sup>	約3.8×10 <sup>-1</sup>	約5.2×10 <sup>-2</sup>	約1.4×10 <sup>1</sup>	約2.8×10 <sup>1</sup>	約1.4×10 <sup>1</sup>	約3.4×10 <sup>1</sup>
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3.4×10 <sup>0</sup> mSv	約5.8×10 <sup>-1</sup> mSv	約3.8×10 <sup>-1</sup> mSv	約1.2×10 <sup>-1</sup> mSv	約2.3×10 <sup>0</sup> mSv	約4.6×10 <sup>0</sup> mSv	約8.1×10 <sup>0</sup> mSv	約2.0×10 <sup>1</sup> mSv
作業員の実効線量	<b>赴</b> (合計)		約4.0×10 <sup>1</sup> mSv						

別紙 17-34

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、MAAP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,MAAP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3×10<sup>-6</sup>m<sup>2</sup>)を設定し,MAAP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7×10<sup>-6</sup>m<sup>2</sup>)を設定し,1.と同様にMAAP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AECの評価式,GE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。

○AEC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】
Pt :	事故時の格納容器内圧力(2Pd)	【721kPa[abs]】
<i>Pd</i> :	設計圧力 (0.9Pd)	【380kPa[abs]】
Pa :	格納容器外の圧力(大気圧)	【101.325kPa[abs]】
Rt :	事故時の気体定数**2	【523.7J∕Kg·K】
Rd :	空気の気体定数	【287J/Kg•K】
Tt :	事故時の格納容器内温度(200℃)	【473.15K】
Td :	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]
$L_0$ :	設計漏えい率 (0.9Pd)	【0.5%/day】
Pt :	事故時の格納容器内圧力(2Pd)	【721kPa[abs]】
<i>Pd</i> :	設計圧力 (0.9Pd)	[380kPa[abs]]
Pa :	格納容器外の圧力(大気圧)	[101.325kPa[abs]]

○定常流の式

$$\mathbf{L} = \mathbf{L}_{0} \sqrt{\frac{\rho_{d}(P_{t} - P_{a})}{\rho_{t}(P_{d} - P_{a})}}$$

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]
$\rho_t$	:	事故時の格納容器内気体の平均密度*3	[2.9kg/m <sup>3</sup> ]
ρd	:	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> 】
$P_t$	:	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]】

※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<sub>t</sub>は,以下の式により算出した。

*R*<sub>t</sub>[J/kg·K]=モル気体定数 8.314[J/K·mol]/平均分子量M[kg/mol] AEC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 ニウムー水反応約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 考える。

※3 事故時の格納容器内気体の平均密度ρ<sub>t</sub>は、以下の式により算出した。
 ρ<sub>t</sub>[kg/m<sup>3</sup>]=平均分子量M[kg/mo1]×物質量n[mo1]/格納容器体積
 V[m<sup>3</sup>]

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る。

※4 設計温度・圧力における格納容器内気体の平均密度 ρ<sub>d</sub>は,以下の式に より算出した。

 $\rho_d[kg/m^3]$ =乾燥空気密度(20℃)1.205[kg/m<sup>3</sup>]×( $P_d[Pa]/P_a[Pa]$ )

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, MAAP解析において無機よう素を模擬していないため, MAAP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MAAP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, MAAP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 は雰囲気の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

5-63

カ容器破損口もしくは格納容器下部に落下した溶融炉心から 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プ レッション・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、蒸発が起こると仮定している。

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>[9]</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。

5-64

また,除去効果に対する感度解析結果を第1図に示す。なお,感度解析では, 以下の式により格納容器内の除去効果を算出している。

格納容器内DF=格納容器内へのCsI放出割合/ベントラインから大気への



C s I 放出割合

第1図 エアロゾルに対する格納容器内の除去効果(感度解析結果)

第1図より,全除去効果を考慮したベースケースにおけるDF(10<sup>6</sup>オーダ ー)との比較から,重力沈降のDFは10<sup>3</sup>程度,ドライウェルスプレイのDF は10~10<sup>2</sup>程度であることがわかる。これより,重力沈降及びドライウェルス プレイ両方によるDFは10<sup>4</sup>~10<sup>5</sup>程度となるため,エアロゾルに対する格納容 器内の除去効果は重力沈降及びドライウェルスプレイの影響が大きいと考える。 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9.0×10<sup>-4</sup>(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 $\lambda_d$ ( $\mu g/m^3$ )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。

$$\frac{d\rho}{dt} = -\lambda_d \rho \qquad (\not \exists 1)$$
$$\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \log\left(\frac{\rho_1}{\rho_0}\right) \qquad (\not \exists 2)$$

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<sup>5</sup>µg /m<sup>3</sup>及び時刻 30 分における無機よう素の気相濃度 1.995×10<sup>4</sup>µg/m<sup>3</sup>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 9.0×10<sup>-4</sup> (1/s) を算出したとしている。

$$\lambda_d = -\frac{1}{30 \times 60^{-0}} log\left(\frac{1.995 \times 10^4}{10^5}\right) \approx 9.0 \times 10^{-4} \qquad ( \ensuremath{\mathbb{R}}\xspace{0.5ex} 3 \ )$$

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CSE A6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)



第1図 CSE A6 実験による無機よう素の濃度変化図

2. CSE実験の適用について

CSE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。

	C S	<b>宙</b> 海笛 <sup>一</sup> 戏雪		
	A 6 <sup>** 1</sup> , <sup>** 2</sup>	A 5 <sup>**</sup> <sup>3</sup>	A 1 1 <sup>** 3</sup>	<b>米</b>
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 <sup>※6</sup>

第1表 CSE実験と東海第二発電所の評価条件の比較

%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 atmospheries 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A5及びA11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。





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, CSE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CSE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。

	CSE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

第2表 CSE実験と東海第二発電所の比表面積の比較

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DF10 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、Mark - II及びMark - IIIに対してDF10以下、Mark - Iに対してDF5 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Mark -IIのためDF10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 IDF 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

大気への放出量は、炉心内蔵量に格納容器外への放出割合を乗じることで算 出する。(参考1参照)

格納容器外への放出割合の評価に当たっては,想定事故シナリオ「大破断L OCA+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 て原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため,そのプラント状態を模擬 可能なMAAPコードを用いることとするが,以下の考察から,NUREG -1465の知見を用いて一部補正する。MAAP解析結果を第1表,NUREG -1465の知見を用いて一部補正した結果を第2表に示す。

技種	格納容器から原	<b>系子炉建屋への</b>	格納容器圧力逃がし装置への					
修理	漏えい	い割合	放出割合					
970-9	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4.3×10 <sup>-3</sup>	約4.4×10 <sup>-3</sup>	約 9.5×10 <sup>-1</sup>	約 9.5×10 <sup>-1</sup>				
CsI 類	約 6.3×10 <sup>-5</sup>	約 6.3×10 <sup>-5</sup>	約 1.1×10 <sup>-6</sup>	約 4.0×10 <sup>-3</sup>				
CsOH 類	約 3.2×10 <sup>-5</sup>	約 3.2×10 <sup>-5</sup>	約 4.0×10 <sup>-7</sup>	約 7.5×10 <sup>-3</sup>				
Sb 類	約7.6×10 <sup>-5</sup>	約7.6×10 <sup>-5</sup>	約 2.7×10 <sup>-6</sup>	約 1.8×10 <sup>-2</sup>				
TeO <sub>2</sub> 類	約4.5×10 <sup>-5</sup>	約4.5×10 <sup>-5</sup>	約 3.9×10 <sup>-7</sup>	約 9.9×10 <sup>-4</sup>				
Sr0 類	約 8.6×10 <sup>-5</sup>	約 7.1×10 <sup>-5</sup>	約 2.6×10 <sup>-5</sup>	約 2.5×10 <sup>-1</sup>				
Ba0 類	約 9.2×10 <sup>-5</sup>	約 8.4×10 <sup>-5</sup>	約 1.6×10 <sup>-5</sup>	約 1.5×10 <sup>-1</sup>				
MoO <sub>2</sub> 類	約 9.2×10 <sup>-5</sup>	約 9.1×10 <sup>-5</sup>	約 3.5×10 <sup>-6</sup>	約 3.1×10 <sup>-2</sup>				
CeO <sub>2</sub> 類	約 1.6×10 <sup>-5</sup>	約 8.4×10 <sup>-6</sup>	約 1.1×10 <sup>-5</sup>	約 7.1×10 <sup>-2</sup>				
La <sub>2</sub> 0 <sub>3</sub> 類	約 1.6×10 <sup>-5</sup>	約 8.4×10 <sup>-6</sup>	約 1.1×10 <sup>-5</sup>	約 7.1×10 <sup>-2</sup>				

第1表 放出割合の評価結果(MAAP解析)

※小数点第2位以下切上げ

核種	格納容器から原	原子炉建屋への	格納容器圧力逃がし装置への			
ガループ	漏えい	割合**1	放出割合*1			
	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4.3×10 <sup>-3</sup>	約4.4×10 <sup>-3</sup>	約 9.5×10 <sup>-1</sup>	約 9.5×10 <sup>-1</sup>		
CsI 類	約 6.3×10 <sup>-5</sup>	約 6.3×10 <sup>-5</sup>	約 1.1×10 <sup>-6</sup>	約 4.0×10 <sup>-3</sup>		
CsOH 類	約 3.2×10 <sup>-5</sup>	約 3.2×10 <sup>-5</sup>	約4.0×10 <sup>-7</sup>	約 7.5×10 <sup>-3</sup>		
Cs 類 <sup>※ 2</sup>	約 3.4×10 <sup>-5</sup>	約 3.4×10 <sup>-5</sup>	約4.5×10 <sup>-7</sup>	約7.2×10 <sup>-3</sup>		
Sb 類	約 6.8×10 <sup>-6</sup>	約 6.8×10 <sup>-6</sup>	約 9.0×10 <sup>-8</sup>	約 1.5×10 <sup>-3</sup>		
TeO <sub>2</sub> 類	約 6.8×10 <sup>-6</sup>	約 6.8×10 <sup>-6</sup>	約 9.0×10 <sup>-8</sup>	約 1.5×10 <sup>-3</sup>		
Sr0 類	約 2.7×10 <sup>-6</sup>	約 2.8×10 <sup>-6</sup>	約 3.6×10 <sup>-8</sup>	約 5.8×10 <sup>-4</sup>		
Ba0 類	約 2.7×10 <sup>-6</sup>	約 2.8×10 <sup>-6</sup>	約 3.6×10 <sup>-8</sup>	約 5.8×10 <sup>-4</sup>		
MoO <sub>2</sub> 類	約 3.4×10 <sup>-7</sup>	約 3.4×10 <sup>-7</sup>	約4.5×10 <sup>-9</sup>	約7.2×10 <sup>-5</sup>		
CeO <sub>2</sub> 類	約 6.8×10 <sup>-8</sup>	約 6.8×10 <sup>-8</sup>	約 9.0×10 <sup>-10</sup>	約 1.5×10 <sup>-5</sup>		
La <sub>2</sub> 0 <sub>3</sub> 類	約 2.7×10 <sup>-8</sup>	約 2.8×10 <sup>-8</sup>	約 3.6×10 <sup>-10</sup>	約 5.8×10 <sup>-6</sup>		

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)

※1 小数点第2位以下切上げ

※2 CsI 類及び CsOH 類の値から評価(評価式は式1)

①TMIや福島第一原子力発電所事故での観測事実について

第1表によると、高揮発性核種(CsI、CsOH)の格納容器圧力逃がし 装置からの放出割合( $10^{-6} \sim 10^{-7}$ 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:%)

+++ 1=	低揮発性				中揮発性			高揮発性		
修悝	<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と同等であると考える。 ※ 友 左 割 今 一 サンプル 封約 の(ン氏)法 思 / 〇 B I C E N 8 コ 一 ド 解 氏 注 思

※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(渡会偵祐,井上康,桝田藤夫 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 土壌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(セシウムやよう素)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壌中の放射性核種

_									(c)			(単	位:Bq/kg 乾土)
	試料採取場所	取場所 「定点①】*1 【定点②】*1 【定点③】*1 グランド グコンド (記名約500m)*2 (酒約500m)*2 (清南西約500m)*2		)*2	④5.6号機サービス ビル前 (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	3/22	3/22	3/22	3/22
Γ	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
L	測定日	3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/25	3/25	3/24	3/25
核	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
種	I-132(約2時間)	*4	*4	2.3E+05	*4	1.3E+02	*4	1.5E+05	*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
	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
	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
	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
	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
	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
	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
	Ru-106(約370日)	5.3E+04	ND	ND	6.4E+03	ND	2.7E+05	ND	ND	6.8E+04	1.9E+03	ND	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
	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
	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
	Be-7(約53日)	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	3.2E+04	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

出典:東京電力(株)HP(http://www.tepco.co.jp/cc/press/11040609-j.html)

②各元素の放出挙動について

燃料からの核分裂生成物の放出及び移行挙動に関する研究結果より,各元素 の放出挙動は以下のように整理されており<sup>\*1</sup>,高揮発性核種が高温でほぼ全量 放出されるのに対し,中・低揮発性核種は雰囲気条件に大きく左右される。

希ガス:高温にてほぼ全量放出される。

I, Cs : 高温にてほぼ全量放出される。放出速度は希ガスと同等。

Sb, Te: 被覆管と反応した後, 被覆管の酸化に伴い放出される。

Sr, Mo, Ru, Rh, Ba:雰囲気条件(酸化条件 or 還元条件)に大き な影響を受ける。

Ce, Np, Pu, Y, Zr, Nb:高温状態でも放出速度は低い。

※1 「化学形に着目した破損燃料からの核分裂生成物及びアクチニドの放出
 挙動評価のための研究(JAEA-Review 2013-034, 2013 年 12 月)」

③補正について

①及び②より,第1表の中・低揮発性核種の放出割合が高揮発性核種よりも 大きいという結果は実態に即しておらず,これは,MAAP解析において,中・ 低揮発性核種の放出割合が過度に大きく評価されたためと考えられ,要因とし ては,溶融燃料が再冠水し溶融燃料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溶融燃料の平均温度を参照して放出量 を評価していることや,溶融燃料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。なお,MAAPコードの開発元であるEPRIから も,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(Ru及びMo)の放出について、
 低温の溶融燃料表面付近ではなく、溶融燃料の平均温度を基に放出速度を
 算出しているため、MAAP解析が保守的な結果を与える場合がある。

・Moの放出量評価について、NUREG-1465 よりもMAAPの方が放出 量を多く評価する。

したがって、TMI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ため、中・低揮発性核種の放出割合を補正するこ ととした。補正するに当たり、TMI事故を契機として行われたシビアアクシ デントに係るソースターム研究を踏まえ、被覆管材であるジルコニウムの酸化 量の違い等により核分裂生成物の放出量や放出タイミングに相違が生じること を考慮し、BWR及びPWRそれぞれに対して放出割合を設定する等、より現 実的なソースタームの設定を目的として制定されたNUREG-1465の知見を 利用する。事象発生後、炉心損傷が開始し、原子炉圧力容器が破損するまでの MAAP解析とNUREG-1465の想定の比較を第5表のとおりであり、想定 事故シーケンスでは重大事故等対処設備による原子炉注水により原子炉圧力容 器破損には至らないが、NUREG-1465の想定とMAAP解析の事象進展に 大きな差はなく、本評価においてNUREG-1465の知見は利用可能と判断し ている。

	燃料被覆管損傷が開始し,ギ ャップから放射性物質が放 出される期間	炉心溶融が開始し,溶融燃 料が原子炉圧力容器破損す るまでの期間
МААР	約4分~約27分 <sup>※1</sup>	約 27 分~約 3.3 時間*2
N U R E G - 1465	~30分	30 分~2 時間

第5表 MAAP事象進展とNUREG-1465の想定の比較

※1 炉心損傷開始(燃料被覆管 1000K)~燃料溶融開始(燃料温度 2500K)

※2 原子炉注水をしない場合における原子炉圧力容器破損時間(本評価におい

ては原子炉注水により原子炉圧力容器破損には至らない)

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, Cs I グループ, Cs OH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 プの放出割合等より、式1を用いて評価する。(式1の導出過程は、参考2 参照)

$$F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T)) \qquad (\not \exists 1)$$

 Fcs(T)
 : 時刻TにおけるCsの放出割合

 FcsOH(T)
 : 時刻TにおけるCsOHグループの放出割合

 FcsI(T)
 : 時刻TにおけるCsIグループの放出割合

 M1
 : 停止直後のIの炉心内蔵重量

 Mcs
 : 停止直後のCsの炉心内蔵重量

 W1
 : Iの分子量

 Wcs
 : 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Csと同一になるものとし<sup>\*2</sup>、事象発生から 168 時間経過時
点におけるCs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 NUREG-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6表に,NUREG-1465で評価された格納容器内への放 出割合を示す。

【格納容器圧力逃がし装置への放出】

 $Fi(T) = F_{CS}(168h) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{CS}} \times \frac{F_{NG}(T)}{F_{NG}(168h)} \quad (\not \gtrsim 2)$ 

【格納容器から原子炉建屋への漏えい】

$$Fi(T) = F_{CS}(T) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{CS}} \tag{$\vec{x}$ 3}$$

- *F<sub>i</sub>(T)*:時刻Tにおけるi番目のMAAP核種グループの放出割合
- FNG(T):時刻 T における希ガスグループの放出割合
- *Fcs(T)*:時刻 T における C s の放出割合
- *γ<sub>i</sub>*: NUREG-1465 における i 番目のMAAP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
- γ c s: NUREG-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
- ※2 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。

また、中・低揮発性の核種グループは、Csに比べて格納容器内 に放出される量が少なく,壁面等への付着量も少ない。したがって、 格納容器圧力逃がし装置への放出については、格納容器ベントに伴 い大気に放出された後も、壁面等に付着した放射性物質の再浮遊に 伴い大気への放出が生じるCsではなく,格納容器気相部に浮遊し, 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。

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C s の放出割 合」に比例するものとする。

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 2	0.0025
CeO <sub>2</sub>	0.0005
La <sub>2</sub> 0 <sub>3</sub>	0.0002

第6表 NUREG-1465 での格納容器内への放出割合

※ 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。) 参考1 大気への放出量評価過程について

大気への放出量は、「核種ごとに評価した炉心内蔵量」に「MAAPにより評価した核種グループごとの格納容器外への放出割合」を乗じることで算出する。 本評価において考慮したMAAPにおける核種グループと各グループの核種を 第7表に示す。なお、MAAPにおける核種グループとNUREG-1465にお ける核種グループの比較は第3図のとおりであり、分類数に違いはあるが、取 り扱っている核種は同等である。

核種グループ	核種
希ガス類	Кг, Хе
C s I 類	Ι
C s OH類	Cs, Rb
S b 類	S b
T e O 2類	T e
SrO類	S r
B a O頖	Ва
M o O 2類	Mo, Co, Tc, Ru, Rh
C e O 2類	Ce, Np, Pu
	La, Y, Zr, Nb,
	Pr, Nd, Am, Cm

第7表 MAAPにおける核種グループと各グループの核種

※本評価において「Te<sub>2</sub>類」及び「UO<sub>2</sub>類」の核種グループに対するMAAP解析結 果がゼロのため、対象外とした。 [FPの核種グループ]

(NURE	G-1465)		(MAAP)	
ク゛ルーフ゜	核種		ク゛ルーフ゜	核種
1	希ガス/Xe, Kr	]	1	希ガス
2	ハロゲン/I, Br		2	CsI
3	アルカリ金属/Cs, Rb		3	TeO <sub>2</sub>
4	テルルグループ/		4	SrO
5	ハ リウム ・ ストロンチウム/	+	5	$MoO_2$
	Ba, Sr 串合尾(		6	CsOH
6	頁 金 馮/ Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co		7	BaO
7	ランタノイド/	H	8	$La_2O_3$
	Pr, Sm, Y, Cm, Am	H	9	$CeO_2$
8	セリウムグループ/ Co Pu Nn		10	Sb
	0e, 1 u, Np		11	Te <sub>2</sub>
			12	$UO_2$

第3図 MAAP及びNUREG-1465における核種グループの比較(「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))

参考2 C s の放出割合の評価式について

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及びCsの原子炉停止直後の炉心内蔵重量並びにI及びCsの分子量を 用いて、下記の式1により評価している。ここでは、式1の導出過程について 示す。

$$F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T)) \qquad (\not \exists 1)$$

$F_{Cs}(T)$	: 時刻 T におけるC s の放出割合
FcsOH(T)	: 時刻 T におけるCsOHグループの放出割合
$F_{C_sI}(T)$	: 時刻 T におけるCs I グループの放出割合
$M_I$	:停止直後の I の炉心内蔵重量
MCs	: 停止直後のCsの炉心内蔵重量
WI	: I の分子量
Wcs	: C s の分子量

1. C s I に含まれるC s

Iは全てCsIとして存在しているため、CsI中に含まれるCsは、Cs I中に含まれるⅠの重量にⅠ及びCsの分子量の比を乗ずることで算出する。

$$M_{Cs(CSI)}(T) = M_I \times \frac{W_{CS}}{W_I} \times F_{CSI}(T)$$

*Mcs(cs)(T)*:時刻TにおけるCsI中に含まれるCsの放出量

2. C s O H に含まれるC s

CsはCsI又はCsOHのいずれかの形態で存在しているため, CsOH 中に含まれるCsは, 1. で算出したCsI中に含まれるCsを差引くことで 算出する。

$$M_{Cs(CsOH)}(T) = (M_{Cs} - M_I \times \frac{W_{Cs}}{W_I}) \times F_{CsOH}(T)$$

*Mcs(OH)(T)*:時刻TにおけるCsOH中に含まれるCsの放出量

3. C s の放出割合

1. 及び2. で得られたCsの放出量をCsの炉心内蔵重量で除することで, Csの放出割合を算出する。

$$F_{Cs}(T) = \frac{M_{Cs(CsI)}(T) + M_{Cs(CsOH)}(T)}{M_{Cs}}$$
$$= \frac{M_I \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times F_{CsI}(T) + (M_{Cs} - M_{Cs(CsI)}) \times F_{CsOH}(T)}{M_{Cs}}$$
$$= \frac{M_I \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times F_{CsI}(T) + (M_{Cs} - M_I \times \frac{W_{Cs}}{W_I}) \times F_{CsOH}(T)}{M_{Cs}}$$

$$= F_{CSOH}(T) + \frac{M_I}{M_{CS}} \times \frac{W_{CS}}{W_I} \times (F_{CSI}(T) - F_{CSOH}(T))$$

参考3 MAAP解析結果及びNUREG-1465の放出割合について

被ばく評価への寄与が大きい核種に対するMAAP解析結果及びNURG -1465の放出割合を第8表に示す。第8表のとおり、Cs及びIについてはM AAP解析結果の方が大きい。また、希ガスについては、NUREG-1465の 放出割合の方が大きいが、これは東海第二の想定事故シナリオでは、原子炉注 水により炉心が再冠水することで炉心内に健全な状態の燃料が一部存在するた めと考える。

	MAAP	NUREG-1465 <sup>**</sup>
希ガス	0.95	1
Ι	0. 78	0.30
C s	0.37	0.25

第8表 MAAP解析結果及びNUREG-1465の放出割合

※ 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 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 0.5cm/s <sup>\*1</sup>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 1.7×10<sup>-3</sup> 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。

$$(\chi/Q)_{D}(x,y,z)_{i} = V_{d} \cdot \chi/Q(x,y,z)_{i} \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \square$$

(χ/Q)<sub>D</sub>(x,y,z)<sub>i</sub> :時刻 i での乾性沈着率[1/m<sup>2</sup>]
 χ/Q(x,y,z)<sub>i</sub> :時刻 i での相対濃度[s/m<sup>3</sup>]
 V<sub>d</sub> :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。

$$\left(\chi/Q\right)_{w}(x,y)_{i} = \Lambda \cdot \int_{0}^{\infty} \chi/Q(x,y,z)_{i} dz = \chi/Q(x,y,0)_{i} \Lambda_{i} \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_{zi} \exp\left[\frac{h^{2}}{2\Sigma_{zi}}\right]$$
....2)

Pri :時刻 i での降水強度[mm/h]

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)  
= 
$$\frac{\left(\mathbf{v}_{\mathbf{d}} \cdot \boldsymbol{\chi} / \mathbf{Q}(\mathbf{x},\mathbf{y},\mathbf{z})_{\mathbf{i}} + \boldsymbol{\chi} / \mathbf{Q}(\mathbf{x},\mathbf{y},\mathbf{0})_{\mathbf{i}} \Lambda_{\mathbf{i}} \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_{\mathbf{z}\mathbf{i}} \exp\left[\frac{\mathbf{h}^{2}}{2\Sigma_{\mathbf{z}\mathbf{i}}}\right]\right)_{97\%}}{\left(\mathbf{v}_{\mathbf{d}} \cdot \boldsymbol{\chi} / \mathbf{Q}(\mathbf{x},\mathbf{y},\mathbf{z})_{\mathbf{i}}\right)_{97\%}} \quad \cdots 3$$

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 x / 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 x / 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 x / 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, χ/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、χ
   /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。

						降水がな 湿性沈着	い時刻は,			
日時		方位 (風向)	風速 (m/s)	大気 安定度	χ∕Q (s∕m³)	乾性沈着率 (1/m <sup>2</sup> ) (①)	降水量 (mm/hr)	湿性沈着 (1/m <sup>2</sup> (②)	音率 2)	地表面沈着率 (①+②)
4/1 1:	00	SW (NE)	4.3	F	$\bigcirc \times 10^{-6}$	$\bigcirc \times 10^{-9}$	0			$\bigcirc \times 10^{-9}$
4/1 2:	00	SW (NE)	4.5	Е	$\bigcirc \times 10^{-6}$	$\bigcirc \times 10^{-9}$	1.0	$\bigcirc \times 10$	- 8	$\bigcirc \times 10^{-8}$
4/1 3:	00	S (N)	1.4	F	$\bigcirc \times 10^{-6}$	$\bigcirc \times 10^{-9}$	1.5	$\bigcirc \times 10$	- 8	$\bigcirc \times 10^{-8}$
		•••	• • •	• • •	• • •			• • •	•	
3/31 24	:00	SW (NE)	5.5	D	○×10 <sup>-7</sup>	○×10 <sup>-10</sup>	0	0		○×10 <sup>-10</sup>
	評及	価対象方位 び乾性沈着	の時刻のみ 率が出現	χ/Q	評価対象方位を SWとし, 地表面沈着率の出現頻度を昇順に並び替え					
	評価	対象方位以	外のχ/Q	は	No 出現頻度 $\chi/Q$ (%) $(s/m^3)$		∕Q ′m <sup>3</sup> )	地	表面沈着率 (① +②)	
	セロ	となるため	,地表面沉	<sup>着率は</sup> 🔪	1	0.000	(	)		0
					2	0.003	(	)		0
地表面沈着率の				•••	•	• •				
	条項出現頻度 97% 個			00	97.004	O×	$10^{-6}$		$\bigcirc \times 10^{-9}$	
地表面沈着琴	率の <u>i</u>	しび替えでま	あり,気象条	è件	00	97.010	O×	$10^{-6}$		$\bigcirc \times 10^{-9}$
によって χ,	/QI	は必ずしも身	昇順に並ぶと	=tt	• • •	• • •	•	•••		
px 6 ない。 (従来の χ,	∕Q	計算とは順都	昏が異なる。	)	$\times \times \times$	100.000	$\bigcirc \times$	$10^{-5}$		$\bigcirc \times 10^{-8}$

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 (0.3 cm/s) の 1.34 倍 (約 0.4 cm/s) から保守的に 0.5 cm/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 1.7×10<sup>-3</sup> 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。

※3(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 あるので,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。

放出点	相対濃度 (s/m <sup>3</sup> )	乾性沈着率(①) (1/m <sup>2</sup> )	地表面沈着率(①+②) (1/m <sup>2</sup> )	③比 ((①+②) /①)	湿性沈着を考慮 した沈着速度 (cm/s)
原子炉建屋	約8.3×10 <sup>-4</sup>	約 2.5×10 <sup>-6</sup>	約 3.0×10 <sup>-6</sup>	約 1.22	約 0.36
原子炉 建屋屋上	約4.2×10 <sup>-4</sup>	約 1.2×10 <sup>-6</sup>	約 1.5×10 <sup>-6</sup>	約 1.22	約 0.36
排気筒	約 3.0×10 <sup>-6</sup>	約 8.9×10 <sup>-9</sup>	約 1.2×10 <sup>-8</sup>	約 1.34	約 0.40

第1表 沈着率評価結果

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)	χ∕Q (s∕m³)	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. $4 \times 10^{-5}$	2.9×10 <sup>-6</sup>	約 1.22	96. 990
<u>8498</u>	<u>SW</u> (NE)	<u>5. 0</u>	<u>1.4×10<sup>-4</sup></u>	$3.0 \times 10^{-6}$	<u>約1.22</u>	<u>97. 001</u>
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, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW, WSW, 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)	χ∕Q (s∕m³)	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
<u>8498</u>	<u>SW</u> (NE)	<u>5. 0</u>	<u>7.0×10<sup>-5</sup></u>	$1.5 \times 10^{-6}$	<u>約1.22</u>	<u>97.001</u>
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, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW, WSW, 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
8498	<u>SW</u> (NE)	<u>0</u>	$4.0 \times 10^{-6}$	$1.2 \times 10^{-8}$	<u>約 1.34</u>	<u>97. 006</u>
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 (SW)

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<sup>-5</sup>m/s (10<sup>-3</sup> 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 0.3cm/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<sup>-3</sup> 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 Meadow grass and crops

#### 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  $10^{-4}$  m s<sup>-1</sup> 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  $10^{-5}$  m s<sup>-1</sup> and the 'conservative' value as  $10^{-4}$  m s<sup>-1</sup>. 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(0.5cm/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0.3cm/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 0.3cm/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 0.5µm~5µm 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 $\mu$  m  $\sim$ 5  $\mu$  m の粒径では沈着速度は 0.3 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 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>19-25</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  $u \cdot$  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「0.1µm~5µm」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イ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,0.1µm~5µmのエアロゾルを想定することは妥当である。

番	試験名又は	エアロゾル粒径	備考
号	報告書名等	(μm)	
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, 溶融炉心を覆 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)

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

- ※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,  $CO_2$ ,  $H_2$ , and  $H_2O$  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) <u>Solute Mass</u>. 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) <u>Volume Fraction Suspended Solids</u>. 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) <u>Density of Suspended Solids</u>. 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) <u>Surface Tension of Water</u>. 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:

$$\sigma_1 = \begin{cases} \sigma(w) \ (1-S) & for \ \epsilon < 0.5 \\ \\ \sigma(w) \ (1+S) & for \ \epsilon \ge 0.5 \end{cases}$$

where  $\sigma(w)$  is the surface tension of pure water.

(10) <u>Mean Aerosol Particle Size</u>. 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  $0.1 \,\mu$ 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  $\mu$ m) = -1.39 to ln (2.5  $\mu$ 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 marshall 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) <u>Aerosol Material Density</u>. Early in the course of core debris interactions with concrete,  $UO_2$  with a solid density of around 10 g/cm<sup>3</sup> is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about 5.5 g/cm<sup>3</sup> and condensed products of concrete decomposition such as Na<sub>2</sub>O, K<sub>2</sub>O, Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> SiO<sub>2</sub>, and CaO with densities of 1.3 to 4 g/cm<sup>3</sup> 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 g/cm<sup>3</sup>.

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) <u>Initial Bubble Size</u>. The initial bubble size is calculated from the Davidson-Schular equation:

$$D_b = \epsilon \left(\frac{6}{\pi}\right)^{1/3} \frac{V_S^{0.4}}{g^{0.2}} cm$$

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:

$$D_b = 0.0105 \ \Psi[\sigma_l / g(\rho_l - \rho_s)]^{1/2}$$

where the contact angle is assumed to be uniformly distributed over the range of 20 to 120°. 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  $\mu$ 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  $\mu$ 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  $0.29-0.56 \mu m$  (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range  $0.32-0.56 \mu m$ ) 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 PHÉBUS FP

The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4  $\mu$ m at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5  $\mu$ m before stabilizing at 3.35  $\mu$ m; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0  $\mu$ m. Geometric-mean diameter (d<sub>50</sub>) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65  $\mu$ 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圧力逃がし装置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圧力逃がし装置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、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圧力逃がし装置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。

	① 放出量 (Bq)		② 最大放出率 (Bq/h)			<ul><li>(①÷②)</li><li>実効放出継続時間(h)</li></ul>			
放出経路	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	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	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	ベント 放出分
希ガス	約 4.6×10 <sup>15</sup>	約 3.1×10 <sup>16</sup>	約 8.9×10 <sup>18</sup>	約 3.1×10 <sup>15</sup>	約 1.2×10 <sup>15</sup>	約8.7×10 <sup>18</sup>	約 1.5	約 25.1	約 1.0
希ガス以外	約 1.3×10 <sup>15</sup>	約1.6×10 <sup>15</sup>	約 7.2×10 <sup>15</sup>	約 9.2×10 <sup>14</sup>	約 6.2×10 <sup>13</sup>	約7.1×10 <sup>15</sup>	約 1.4	約 26.3	約 1.0

第1表 S/Cからベントを行う場合の実効放出継続時間

第2表 D/Wからベントを行う場合の実効放出継続時間

	① 放出量(Bq)		② 最大放出率(Bq/h)			<ul><li>(①÷②)</li><li>実効放出継続時間(h)</li></ul>			
放出経路	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	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	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	ベント 放出分
希ガス	約 4.6×10 <sup>15</sup>	約 3.1×10 <sup>16</sup>	約 8.8×10 <sup>18</sup>	約 3.1×10 <sup>15</sup>	約 1.2×10 <sup>15</sup>	約7.4×10 <sup>18</sup>	約 1.5	約 25.2	約 1.2
希ガス以外	約 1.3×10 <sup>15</sup>	約 1.7×10 <sup>15</sup>	約 7.5×10 <sup>15</sup>	約 9.2×10 <sup>14</sup>	約 6.3×10 <sup>13</sup>	約 6.4×10 <sup>15</sup>	約1.4	約 26.4	約 1.2

7

	相対濃度 (s/m <sup>3</sup> )	相対線量 (Gy/Bq)
1時間	$3.0 \times 10^{-6}$	$1.2 \times 10^{-19}$
5時間	2. $9 \times 10^{-6}$	8.8×10 <sup>-20</sup>
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3表 実効放出継続時間の違いによる拡散係数の変更

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

項目	ベント実施後に 放射性物質による屋	備考	
放出経路	非常用ガス処理系 排気筒	格納容器圧力逃がし装置 排気口	ベント実施後の放出経路
放出率 (Bq/h)	約 3.3×10 <sup>14</sup>	約 8.3×10 <sup>13</sup>	<ol> <li>(①)事故後約 22 時間~約 23</li> <li>時間の放出率</li> </ol>
相対線量 (Gy/Bq)	約 1.2×10 <sup>-19</sup>	約 8.7×10 <sup>-19</sup>	<ul><li>(2)実効放出継続時間1時間</li><li>の相対線量(拡散係数)</li></ul>
線量率 <sup>※</sup> (mSv/h)	約 3.8×10 <sup>-2</sup>	約 7.1×10 <sup>-2</sup>	<ul> <li>(①×②×10<sup>3</sup>)</li> <li>評価対象期間の線量率</li> </ul>
屋外移動時 線量率 (mSv/h)	約1	$.1 \times 10^{-1}$	

放射性物質による屋外移動時の外部被ばく評価結果

※事故時においては換算係数を1Sv/Gyとして計算

補足 10 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

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,放出さる放射性 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 <sup>-1</sup> 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	0.5mSv∕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 <sup>-2</sup> 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 <sup>-2</sup> 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 <sup>-2</sup> 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 <sup>-2</sup> 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 <sup>-2</sup> 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(0.1mSv/h 未満)にある設備であり,被ばく評価上影響は小さい。						

別紙 17-87

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階及び原子炉建屋付属棟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2.01×10<sup>-6</sup>s/m<sup>3</sup>,2015年度気象では2.04 ×10<sup>-6</sup>s/m<sup>3</sup>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。

検定年	統計年*1	観測地点 <sup>**2</sup>
	<ol> <li>2001年4月~2013年3月 (申請時最新10年の気象データ)</li> </ol>	<ul> <li>・敷地内観測地点</li> <li>(地上高10m,81m,140m)</li> </ul>
2005 年度: 2005 年 4 月 ~ 2006 年 3 月	<ul> <li>② 2004年4月~2016年3月 (最新10年の気象データ)</li> </ul>	<ul> <li>・敷地内観測地点 (地上高10m,81m,140m)</li> <li>&lt;参考&gt;</li> <li>・水戸地方気象台</li> <li>・小名浜特別地域気象観 測画</li> </ul>

第1表 検定に用いた観測記録

※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。

		棄却数										
検定在	<i>統計</i> 年※1	敷	地内観測地	参	考							
换定中		地上高 10m	地上高 81m <sup>※2</sup>	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	_	l						
	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ENE,E,ESE,SSW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。

ENE, E, ESE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、SSW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、SSW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。

厨 亡	相対濃度 <sup>*</sup> (s/m <sup>3</sup> )	相対濃度 <sup>*</sup> (s/m <sup>3</sup> )	
〕虫(「「」	(2005 年度):A	(2015 年度): B	氏 (B/A)
ΕNΕ	1. $456 \times 10^{-6}$	1. $258 \times 10^{-6}$	0.864
Е	$1.982 \times 10^{-6}$	$1.010 \times 10^{-6}$	0.510
ΕSΕ	$1.810 \times 10^{-6}$	1. $062 \times 10^{-6}$	0. 587
SSW	$1.265 \times 10^{-6}$	1. $421 \times 10^{-6}$	1. 123

第3表 棄却された各風向の相対濃度の比較結果

※: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)

判定 棄却限界(5%) 統計年 検定年 平均值 2001 2002 2004 2009 2003 2007 2008 2010 2011 2012 **〇採択** 2005 風向 上限 下限 ×棄却 3.96 5.85 3.78 3.40 5.01 4.27 4.11 4.62 4.43 4.50 4.39 6.02 2.77 0 N 3.52 NNE 6.22 18.30 14.74 11.76 0 8.89 8.15 6.91 11.41 13.51 15.3114,20 6.67 21, 42 2.1119.71 24.49 23.29 18.06 20.80 16.75 14.99 14.71 13.60 18.49 18.41 27.13 9.84 0 NE 18.45 0 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 0 ESE 2.79 2.86 2.93 2.99 2.32 2.85 2.26 2.262.22 2.20 2.57 3.66 3.37 1.76 X SE 2.90 2.61 2.95 2.66 2.15 2.85 2.59 2.742.82 3.00 2.73 3.09 3.31 2.14 0 3.73 SSE 3.35 3.34 3.74 3.54 3.69 4.18 4.89 4.68 5.50 4.06 3.32 5.80 2.33 0 0 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 0 SW 4.32 4.90 3.92 5.76 4.75 0 4.93 5.16 3.40 4.53 5.16 5.40 3.67 6.44 3.06 4.38 3.05 0 WSW 4.09 3.53 4.31 4.66 3.29 4.11 4.67 4.07 4.70 4.18 4.25 5 31 W 4.23 5.88 0 5.44 4.65 3.89 3.81 4.47 5.55 4.26 4.40 4.49 3.09 4.16 5.13WNW 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× 7.95 7.42 0 NW 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 5.275.98 6.60 6.20 6.53 8.35 4.05 0 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 0

靓測場所:敷地内A地点(標高148m,地上高140m)(%)

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)

判定 統計年 **棄**却限界(5%) 検定年 2001 2002 2003 2004 2007 2008 2009 2010 2011 2012 平均值 〇採択 2005 虱速(m/ 上限 下限 ×棄却 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 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 0 1.5~2.4 10.58 8.92 10.82 11.16 10.43 11.00 10.20 11.28 12.53 7.87 0 9.61 11.42 8.63 9.44 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 X 12.25 12.63 0 3.5~4.4 12.57 12.80 13.58 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 0 10.66 11.98 10.33 10.78 10.64 10.24 12.02 0  $5,5 \sim 6,4$ 9.62 10.10 9.68 10.00 10.40 9.92 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 0  $7.5 \sim 8.4$ 0 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 4.77 5.03 7.03 8.5~9.4 6.01 4.82 0 5.14 6.84 5.03 5.60 4.82 5.52 6,00 5.48 3.920 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

- 親測場所:敷地内A地点(標高148m,地上高140m)(%)

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)

統計年	2001	2002	2002	2004	2007	2002	2000	2010	2011	2012	亚坎岵	検定年	棄却限界	界(5%)	判定
虱向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均恒	2005	上限	下限	×棄却
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	0
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	0
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	0
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	0
Е	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	0
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	0
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	0
SSE	3.78	3.48	3.96	3.77	3.74	3.90	4.83	5.80	4.88	6.10	<mark>4</mark> . 42	4.16	6.63	2.22	0
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. <mark>0</mark> 3	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0

観測場所:敷地内A地点(標高 89m, 地上高 81m)(%)

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)

								60	90001-0012		111-011	A Making	oom, PL	stalled or	m/ (707
統計年	2001	2002	2002	2004	2007	2000	2000	2010	2011	2012	亚坎荷	検定年	棄却限	界(5%)	判定の授用
風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均恒	2005	上限	下限	×棄却
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
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	0
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	0
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	0
3.5~4.4	15.55	14.93	14.78	16.34	14.98	15.93	15. <b>4</b> 7	15.05	15.26	14.60	15.29	16.48	16.57	14.01	0
4.5~5.4	13.97	12.98	12.75	13.85	14.76	13.52	13. <mark>4</mark> 2	13.75	12.61	12.80	13.44	13.66	15.04	11.84	0
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	0
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	0
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	0
8.5~9.4	4.97	5.31	4.65	4.10	4.85	4.30	4. 12	3.20	4.43	4.40	<b>4.</b> 43	4.02	5. 81	3.06	0
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	0

観測場所:敷地内A地点(標高 89m, 地上高 81m)(%)

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)

統計年 棄却限界(5%) 判定 検定年 2001 2002 2003 2004 2007 2008 2010 2012 平均值 ○採択 2009 2011 2005 風向 上限 下限 ×棄却 3.29 3.24 2.85 2.50 2.57 2.17 2.52 2.81 2.62 2.40 2.70 3.54 0 N 2.15 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 0 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 0 0 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 2.51 2.84 2.623.05 2.49 2.60 3.55 Е 2.86 2.44 2.85 2.19 1.78 1.80 1.43 0 ESE 3.68 0 3.04 3.30 3.44 3.98 3.36 3.25 2.30 3.36 3.49 2.26 3.81 3.44 4.46 SE 5.14 5.79 5.80 5.63 4.29 4.37 4.59 5.214.53 4.60 5.00 5.73 6.40 3.59 0 0 4.00 3.66 5.62 4.63 5.736.00 4.954.59 7.16 2.73 SSE 3.995.034.47 6.32 4.55 3.85 5.25 S 2.41 2.22 2.63 3.68 3.79 3.25 3.54 4.20 2.31 1.57 0 3.41 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 × 1.35 SW 1.37 0.79 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 0 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 0 0 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 0 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 0 1.99 0 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

観測場所:敷地内A地点(標高 18m, 地上高 10m)(%)

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)

統計年	2001	2002	2002	2004	2007	2009	2000	2010	2011	2012	亚坎荷	検定年	棄却限	界(5%)	判定
風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均恒	2005	上限	下限	×棄却
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
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0

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)

- 親測場所:敷地内A地点(標高148m,地上高140m)(%)

統計年	2004	2007	2000	2000	2010	2011	2012	2012	2014	2015	亚坎荷	検定年	棄却限	界(5%)	判定
風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均旭	2005	上限	下限	×棄却
Ν	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	0
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	0
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	0
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	×
Е	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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0

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)

現測場所:敷地内A地点(標高148m,地上高140m)(%)

統計年 2004		2007	2009	2000	2010	2011	2012	2012	2014	2015	亚坎仿	検定年	棄却限	界(5%)	判定
風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2015	2014	2015	平均恒	2005	上限	下限	×棄却
0.0~0.4	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	<b>1</b> . 32	1.21	0.75	0.88	1.04	0.90	1.10	1.68	0.12	0
0.5~1.4	6. <del>4</del> 3	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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
5.5~6.4	9.68	11.98	10.33	10.78	10.64	10.24	10.01	10.35	11.29	9. <mark>5</mark> 1	10.48	9.92	12.23	8.73	0
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 <mark>. 61</mark>	7.19	0
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	0
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	0
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	0

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 2004		004 2007	07 2002	2009	0010	0011	0010	2013 2014	0015	亚扬达	検定年	棄却限	判定 〇採択		
風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均恒	2005	上限	下限	×棄却
Ν	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	0
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	0
NE	17.51	16.08	19.04	16.64	13.25	12.20	11.40	14.95	13. 3 <mark>1</mark>	12.28	14.67	17.88	20.77	8.56	0
ENE	7.84	6.78	7.22	5.33	4.72	3.74	3.30	5.73	4.21	4. 52	5. <mark>3</mark> 4	8.95	8.97	1.71	0
Е	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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
WSW	3.09	3.28	2.75	3.08	3. 37	3.10	3.80	3.50	4.06	3.23	3. <mark>3</mark> 3	3. 08	4.23	2.42	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0

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	2004	2007	2008	2000	2010	2011	2012	2012	2014	2015	亚坎荷	検定年	棄却限多	界(5%)	判定
風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2015	2014	2015	平均恒	2005	上限	下限	×棄却
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
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
5.5~6.4	10.73	<b>1</b> 1. 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	0
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	0
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	0
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	0
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	0

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。

① 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	2004	2007	2008	2000	2010	2011	2012	2012	2014	2015	亚坎仿	検定年	棄却限易	界(5%)	判定
風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2015	2014	2015	平均旭	2005	上限	下限	×棄却
Ν	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	0
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	0
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	0
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	0
Е	2.62	3.05	2 <b>.</b> 44	2,85	2.19	1.78	1.78	2.84	2.14	3.40	2.51	2.60	3. 79	1.23	0
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	0
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	0
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	0
S	3. <mark>8</mark> 5	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	0
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	0
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	0
WNW	1 <mark>9</mark> . 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	0
NW	6.52	9.65	8.87	6 <mark>.</mark> 09	7.67	8.35	10.93	9.78	9.37	7.93	8.51	7.42	12.10	4.93	0
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	0
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	0

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)

31									Server and 12	i i acelli	1110000	e concina	rom, etc	1.100 10	
統計年	2004	2007	2009	2000	2010	2011	2012	2012	2014	2015	亚坎枯	検定年	棄却限	界(5%)	判定
風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2015	2014	2015	千均旭	2005	上限	下限	×棄却
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
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0

観測場所:敷地内A地点(標高 18m, 地上高 10m)(%)

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。

① 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	2004	2007	2002	2000	2010	2011	2012	2012	2014	2015	亚构体	検定年	棄却限	界(5%)	判定
風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均恒	2005	上限	下限	×棄却
Ν	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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
WNW	2.75	2.57	2.17	1.72	1.84	2.24	2.89	2.56	2.54	1. 59	2.29	3 <mark>.</mark> 17	3.35	<b>1</b> . 22	0
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	0
NNW	13.20	14.77	12.63	16.29	15. <mark>4</mark> 4	16.86	17.84	17.99	18.01	19.29	16.23	13.36	21.45	11.01	0
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	0

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。

# (4) 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									2244		777 14-144	檢定年	棄却限	界(5%)	判定
風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	半均值	2005	上限	下限	〇採択 ×棄却
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
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. <mark>1</mark> 8	35.02	40.51	25.85	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0

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。

① 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	2004	2007	2008	2000	2010	2011	2012	2012	2014	2015	亚坎枯	検定年	棄却限	界(5%)	判定
風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2015	2014	2015	十均恒	2005	上限	下限	×棄却
Ν	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	0
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	0
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	0
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	0
Е	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	0
ESE	1.32	1.95	2.02	1.75	1.78	1. <mark>6</mark> 0	1.68	2.15	2.14	1.88	1.83	1.77	2.44	1.22	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0

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(%)

		50 - X	19.0		e			05 V	s			10.4			4121 37 47
統計年	2004	2007	2008	2000	2010	2011	2012	2012	2014	2015	亚坎荷	検定年	棄却限	界(5%)	判定
風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2015	2014	2015	十均恒	2005	上限	下限	×棄却
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
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	0
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. <mark>3</mark> 2	30.33	33. 13	27.52	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0
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	0

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(χ/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,ドライウェル(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放射線環境であることを確認した。

なお、スクラビング水の補給作業及び窒素ガスの供給作業の作業時間は、 移動及び補給等の準備を含めても 2~3 時間であり、作業が可能である。

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」 (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2.2×10 <sup>19</sup> Bq CsI類 : 約2.9×10 <sup>19</sup> Bq CsOH類 : 約2.9×10 <sup>19</sup> Bq CsOH類 : 約1.2×10 <sup>18</sup> Bq Sb類 : 約1.3×10 <sup>18</sup> Bq TeO <sub>2</sub> 類 : 約6.8×10 <sup>18</sup> Bq SrO類 : 約1.3×10 <sup>19</sup> Bq BaO類 : 約1.2×10 <sup>19</sup> Bq MoO <sub>2</sub> 類 : 約2.5×10 <sup>19</sup> Bq CeO <sub>2</sub> 類 : 約7.5×10 <sup>19</sup> Bq La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類 : 約5.5×10 <sup>19</sup> Bq (核種毎の炉心内蔵量を核種グループ毎に集 約して記載)	「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(Bq/ MW)は、BWR共通 条件として、東海第 こと同じ装荷燃料 (9×9燃料(A 型)),運転時間 (10,000時間)で算 出したABWRのサ イクル末期の値を使 用)
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	MAAP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:9.0×10 <sup>-4</sup> (1/s) (格納容器内の最大存在量から1/200まで) サプレッション・プールでのスクラビングに	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) Standard Review Plan6 5.5 <sup>×3</sup> に基づ
	よる除去効果:10(S/Cベントのみ)	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 C s I 類S/CAシト 約4.3×10 <sup>-3</sup> D/WAシト 1.約4.4×10 <sup>-3</sup> C s I 類 C s OH類:約6.3×10 <sup>-5</sup> :約4.4×10 <sup>-3</sup> C s OH類 S b類:約6.3×10 <sup>-5</sup> :約6.3×10 <sup>-5</sup> S b類 T e O 2類:約6.8×10 <sup>-6</sup> :約6.8×10 <sup>-6</sup> S r O類 B a O類:約2.7×10 <sup>-6</sup> :約2.8×10 <sup>-6</sup> Mo O 2類 C e O 2類:約6.8×10 <sup>-8</sup> :約6.8×10 <sup>-8</sup> L a 2O 3類:約2.7×10 <sup>-8</sup> :約2.8×10 <sup>-8</sup>	MAAP解析結果及 びNUREG-1465 <sup>**</sup> <sup>4</sup> に基づき設定(補足 5参照)

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
格納容器圧力逃 がし装置への放 出割合	S/CベントD/Wベント希ガス類: 約9.5×10 <sup>-1</sup> : 約9.5×10 <sup>-1</sup> CsI類: 約1.1×10 <sup>-6</sup> : 約4.0×10 <sup>-3</sup> CsOH類: 約4.0×10 <sup>-7</sup> : 約7.5×10 <sup>-3</sup> Sb類: 約9.0×10 <sup>-8</sup> : 約1.5×10 <sup>-3</sup> TeO2類: 約9.0×10 <sup>-8</sup> : 約5.8×10 <sup>-4</sup> BaO類: 約3.6×10 <sup>-8</sup> : 約5.8×10 <sup>-4</sup> MoO2類: 約9.0×10 <sup>-10</sup> : 約1.5×10 <sup>-5</sup> CeO2類: 約9.0×10 <sup>-10</sup> : 約5.8×10 <sup>-6</sup>	MAAP解析結果 及びNUREG -1465に基づき設定 (補足5参照)
格納容器圧力逃	<ul><li>希ガス : 1</li><li>有機よう素: 50</li></ul>	設計値に基づき設

第1表 放出量評価条件(3/3)

※ 1 : Regulatory Guide 1.195, "Methods and Assumptions for Evaluationg Radiological Consequences of Desigh Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors", May 2003

エアロゾル(粒子状よう素含む):1000

定

がし装置の除去

係数

無機よう素:100

- ※ 2 : Standard Review Plan6.5.2, "Containment Spray as a Fission Product Cleanup System", March 2007
- ※ 3 : Standard Review Plan6.5.5, "Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System", March 2007

X 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 🔹	<b>7</b> 2h <sup>**</sup> 2	<b>▼</b> 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				
格納容器圧力逃がし装置からの放出				
※9 非常用ガス処理系の起動に上り	百工佔建民	内け有圧し	わるため 東免発生	2h 以降け

※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「格納容器圧力逃がし装置からの放出」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



フィルタ装置

第7図 窒素供給作業時の作業員の被ばく評価経路イメージ

別紙 18

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	格納容器圧力逃がし装置排気口及び 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 格納容器圧力逃がし装置 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	格納容器圧力逃がし装置排気口から 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	格納容器圧力逃がし装置排気口放出 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 格納容器圧力逃がし装置 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圧力逃がし装 置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(χ/Q)及び相対線量(D/Q)

作業内容		放出箇所	χ/Q及びD/Q	
		原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi / Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 8.3×10 <sup>-4</sup>
		格納容器圧力逃がし装置排	$\chi / Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 4.2×10 <sup>-4</sup>
スクラビング 水補給作業	屋外移動時 /作業時	(建屋屋上放出)	D∕Q (Gy∕Bq)	約 8.7×10 <sup>-19</sup>
		非常用ガス処理系排気筒	$\chi / Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 3.0×10 <sup>-6</sup>
		(排気筒放出)	D∕Q (Gy∕Bq)	約 1.2×10 <sup>-19</sup>
窒素供給作業		原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi / Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 8.3×10 <sup>-4</sup>
	屋外移動時	格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	$\chi / Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 4.2×10 <sup>-4</sup>
			D∕Q (Gy∕Bq)	約 8.7×10 <sup>-19</sup>
		非常用ガス処理系排気筒	$\chi / Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 3.0×10 <sup>-6</sup>
		(排気筒放出)	D∕Q (Gy∕Bq)	約 1.2×10 <sup>-19</sup>
		原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi / Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 7.4×10 <sup>-4</sup>
		格納容器圧力逃がし装置排 気口(建屋屋上放出)	$\chi / Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 3.7×10 <sup>-4</sup>
	作業時		D∕Q (Gy∕Bq)	約 7.7×10 <sup>-19</sup>
		非常用ガス処理系排気筒	$\chi / Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 3.0×10 <sup>-6</sup>
		(排気筒放出)	D∕Q (Gy∕Bq)	約 6.3×10 <sup>-20</sup>

第4表	線量換算係数,	呼吸率等
XI I X		可及十五

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 : 2.0×10 <sup>-8</sup> Sv/Bq I-132 : 3.1×10 <sup>-10</sup> Sv/Bq I-133 : 4.0×10 <sup>-9</sup> Sv/Bq I-134 : 1.5×10 <sup>-10</sup> Sv/Bq I-135 : 9.2×10 <sup>-10</sup> Sv/Bq C s-134 : 2.0×10 <sup>-8</sup> Sv/Bq C s-136 : 2.8×10 <sup>-9</sup> Sv/Bq C s-137 : 3.9×10 <sup>-8</sup> 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	1.2m³∕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:0.5cm/s 無機よう素:0.5cm/s 有機よう素:1.7×10 <sup>-3</sup> 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)

- 吊り衣 原丁炉建産がらの直接カンマ脉及びヘルインヤインカンマル	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	ィ線
-----------------------------------	-----	----------------------------	----

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-CGGP2R 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		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		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 ガンマ線による外音	物質からの 部被ばく	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下
大気中へ放出された	外部被ばく	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下
放射性物質よる被ばく	内部被ばく	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下
大気中へ放出され地表症 放射性物質からのガンマ約	面に沈着した 線による被ばく	$3.3 \times 10^{0}$	3. 3×10 <sup>0</sup>	2.9 × 10 <sup>0</sup>	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		$1.3 \times 10^{1}$	3.9×10 <sup>0</sup>	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		1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下
大気中へ放出された 放射性物質よる被ばく	外部被ばく	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下
	内部被ばく	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 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. $5 \times 10^{0}$	4.5×10 <sup>0</sup>	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		1.5×10 <sup>1</sup>	5.1×10 <sup>0</sup>	$4.6 \times 10^{0}$	5.1×10 <sup>0</sup>

# 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 器の限界圧力を下回る最高使用圧力の2倍(620kPa[gage])に到達する前の ベントが可能であると考える。

約和沮 座[℃]	飽和圧力[kPa]		
砲和値及しし」	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	

第1表 飽和温度と飽和圧力の換算表

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	ドライウェル上部温度	フランジ高さ	0∼300°C
3,4	ドライウェル中部温度	燃料有効長頂部高さ	0∼300°C
5,6	ドライウェル下部温度	機器ハッチ高さ	0∼300°C
7,8	ペデスタル (ドライウェル部) 温度	ドライウェル床面高さ	0∼300°C
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) 格納容器圧力逃がし装置によるベント停止の判断について 格納容器圧力逃がし装置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、ドライウェル内に水素・酸素が滞留する可能性があるため、ドライウェル側から窒素を供給し、ベント管を通じてサプレッション・チェンバ側から排出する。ドライウェル側からベントを実施している場合には、サプレッション・チェンバ側から窒素を供給し、ドライウェル側から排出する。
- ※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。負圧防止 圧力の設定の設定に当たっては,格納容器の設 計負圧である-13.7kPa に対する2倍の余裕を考 慮して設定とした。
- ※5:サプレッション・プール水温が100℃未満となり, 除熱量を調整しても格納容器圧力が310kPaに到 達する場合には,蒸気分圧がほとんど失われ, 窒素によって格納容器圧力が上昇している状況 であると判断する。
- ※6:可燃性ガス濃度制御系を起動可能な圧力まで格納用圧力を低下させ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。格納容器スプレイを実施している場合には,格納容器スプレイを停止する。なお,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排出することを目的として,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

別紙 20-2



時間軸



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。

項目		設計	備考
耐震クラス		Sクラス	
	運転温度	≦121°C	運転許可インターロック設定値
入口ガス条件	運転圧力	≦145kPa	運転許可インターロック設定値
	水素濃度	≦4.0vol%	
	酸素濃度	≦5.0vol%	
再結合効率		95%	水素濃度 2vo1%時

第1表 可燃性ガス濃度制御系の主な仕様



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装置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[gage]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,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、重大事故等発生時の格納容 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。

重大事故等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 力容器が高圧状態で破損する際に溶融炉心が飛散し,格納容器内に溶融炉 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,溶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,溶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 水等による溶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,溶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 167℃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,ペデスタル(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,溶融炉 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, 格納容器圧力逃がし装置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℃以上にて温度上昇が継続する場合は,格納容器圧力逃がし装置か 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	ドライウェル上部温度	フランジ高さ	0∼300°C
3,4	ドライウェル中部温度	燃料有効長頂部高さ	0∼300°C
5,6	ドライウェル下部温度	機器ハッチ高さ	0∼300°C
7,8	ペデスタル (ドライウェル部) 温度	ドライウェル床面高さ	0∼300°C
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°C

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。サプレッション・プールの 水位は,ベント時のサプレッション・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上昇するため,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プレッション・プールに移行し、サ 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 カ・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・プール水位の挙動を第1図に示す。格納容器スプレイ停止後、ドライウ ェ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プレッション・チ ールに押し出されることで更に水位が上昇する。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

格納容器圧力逃がし装置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。

$$\alpha = \frac{jg}{Vg + jgCo} \qquad \cdots \qquad \cdots \qquad (1)$$

ここで, jg 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(Wg),サプレッション・プール表面積(Ap),及び蒸気密度(ρg) を用いて,以下の式(2)により求める。

$$jg = \frac{Wg}{Ap \rho g} \qquad \cdots \cdots \cdots (2)$$

また、Vg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。

$$Vg = 1.53 \left( \frac{\sigma \cdot g \cdot (\rho w - \rho g)}{\rho w^2} \right)^{\frac{1}{4}} \qquad \cdots \qquad \cdots \qquad (3)$$

ここで,

σ:水の表面張力(0.048N/m)

g:重力加速度(9.81m/s<sup>2</sup>)

ρw:水の密度 (920.14kg/m<sup>3</sup>\*)

ρg:蒸気の密度(2.32kg/m<sup>3</sup><sup>\*</sup>)

Co:分布定数(1.0)

※サプレッション・チェンバ圧力 330kPa[gage]時における値

として, 平均ボイド率 α 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γ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FP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

③米福第三九福所では、彼田室中華後としての赤子が市本村役へ内の計画では、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γ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FP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FP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FP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)

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

第1図 炉心損傷等判定図及びΤQUVにおける格納容器雰囲気のγ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,格納容器の過圧破損の防止又は格納容器内での水素燃焼をするため,サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m到達した場合又は格納容器酸素濃度がドライ条件で4.3%に到達した場合は,格納容器圧力逃がし装置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, 格納容器圧力逃がし装置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2vo1%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,格納容器圧力逃がし装置による 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2vo1%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GOTHIC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、PAR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。
- ・PAR動作開始水素濃度(約1.5vo1%), R/B水素濃度計の誤差(±
   0.25vo1%)及び評価の不確かさを踏まえ, R/B水素濃度計指示値が
   2vo1%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/B6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/B6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リ 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

格納容器スプレイが実施できない場合のベント運用について

(1) 格納容器スプレイが実施できない場合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が実施できない 場合には,希ガスの減衰時間が十分に確保されていない場合においても, 格納容器破損の緩和のため,ベント操作に移行する。

(2) 格納容器スプレイが実施できない場合のベント判断基準

格納容器スプレイの手段として,設計基準拡張設備又は重大事故等対処 設備である,残留熱除去系,代替格納容器スプレイ系(常設),代替循環冷 却系及び代替格納容器スプレイ系(可搬型)があるが,これら全ての機能 喪失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,系統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。 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。

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

第1表 スプレイ停止基準までの水量

※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130m<sup>3</sup>/hよりも少ない流量でスプレイを実施す 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

#### 格納容器圧力逃がし装置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、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の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放射性物質の除去性能を維持し、ベント開始後7 日間は水補給が不要となるよう設定している。(別紙12)

また、フィルタ装置スクラビング水 pH 計にて、pH がアルカリ性の 状態(pH13以上)であることを監視することで、フィルタ装置の性能 維持に影響がないことを確認することで把握できる。(別紙 41) (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 スクラビング水が待機状態から飽和温度まで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。さらに、フィルタ装置出口放射線モニタが初期 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、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。(別紙12)

(c) ベントガスが放出されていることの確認

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γ線強度を計測することで、フィル タ装置出口配管よりベントガスが放出されていることを確認するこ とで把握できる。

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) 系統内に水素が滞留していないことの確認

フィルタ装置入口水素濃度計にて,窒素供給による系統パージ停止 後において,水素が長期的に系統内に滞留ていないことを確認するこ とで把握できる。

(b) フィルタ装置の状態確認

フィルタ装置に異常がないことを確認するため、フィルタ装置水位 計にて、スクラビング水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後を除く)、フィルタ装置スクラビング水温度 計にて温度の異常な上昇がないこと、及びフィルタ装置出口放射線モ ニタにて放射性物質の放出がないことを確認することで把握できる。 (別紙 39)

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,フィルタ装置スクラビング水 pH 計にて,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。

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グ水の漏えい
  - ・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。(別紙 47)
- (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	長置 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	①②で多様性あり
		②フィルタ装置スクラビング水 pH	①は多重性あり
	(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	<ol> <li>①②で多様性あり</li> </ol>
		②フィルタ装置圧力	
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	①フィルタ装置圧力	<ol> <li>①②③で多様性あり</li> </ol>
	の確認	②フィルタ装置スクラビング水温度	③は多重性あり
		③フィルタ装置出口放射線モニタ	
	(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は多重性あり
	(c)ベントガスが放出されていることの確認	①フィルタ装置出口放射線モニタ	①は多重性あり
c.事故収束時	(a)系統内に水素が滞留していないことの確認	①フィルタ装置入口水素濃度	①は多重性あり
	(b)フィルタ装置の状態確認	①フィルタ装置水位	<ol> <li>①②③で多様性あり</li> </ol>
		②フィルタ装置スクラビング水温度	①②は多重性あり
		③フィルタ装置出口放射線モニタ	
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は多重性あり
	(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	①②で多様性あり
		②フィルタ装置スクラビング pH	①は多重性あり
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	<ol> <li>①②③で多様性あり</li> </ol>
		②フィルタ装置スクラビング水温度	③は多重性あり
		③フィルタ装置出口放射線モニタ	
	(b)金属フィルタの閉塞	①フィルタ装置圧力	①②で多様性あり
		②フィルタ装置出口放射線モニタ	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	①②で多様性あり
		②フィルタ装置出口放射線モニタ	③は多重性あり
	(d)フィルタ装置スクラビング水の漏えい	①フィルタ装置水位	<ol> <li>②で多様性あり</li> </ol>
		②格納槽漏えい検知器	①は多重性あり
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]		<ul> <li>系統運転時に,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,系統待機時に,窒素置換</li> <li>が維持されていることを計測可能な範囲とする。</li> </ul>
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]	<ul><li>系統待機時に,窒素置換</li><li>が維持されていることを計測可能な</li><li>範囲とする。</li></ul>
⑤フィルタ装置出口放射線モニタ(高レン ジ・低レンジ)	$10^{-2} \sim 10^{5}  \text{Sv/h}$	系統運転時(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5×10 <sup>1</sup> Sv/h)を計測可能な範囲とする。
	$10^{-3}$ $\sim$ $10^{4}$ mSv $\checkmark$ h	系統運転時(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7×10 <sup>0</sup> 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%		事故収束時に,窒素供給による系統パージ停止後において,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	系統待機時に、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。

# 格納容器圧力逃がし装置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。)



(注1) データ伝送装置

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

フィルタ装置



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。)



(注1) データ伝送装置

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

# 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 号に変換した後、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。)



(注1)データ伝送装置(注2)緊急時対策支援システム伝送装置

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 装置入口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



(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

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



(注1)データ伝送装置(注2)緊急時対策支援システム伝送装置

# 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(原子炉建屋付属棟1階)

第11 図 機器配置図(原子炉建屋付属棟3 階)

第12図 機器配置図(その他の建屋,屋外)

フィルタ装置入口水素濃度計の計測時間遅れについて

フィルタ装置入口水素濃度は,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,中央制御室に指示し,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原子炉棟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 フィルタ装置入口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AB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0.18W/(m・K)at27℃である一方,酸素,窒素は,約0.02W/(m・K)at27℃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 0~100vo1%
  - 個数2
  - 設置場所 原子炉建屋付属棟3階(二次格納施設外)



(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

第4図 フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図

水素濃度計の計測範囲0~100vo1%において,計器仕様は最大±2.5%の誤 差を,計測範囲0~20vo1%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、その後溶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)

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	10%/100m
(FP付着割合)	
配管外径,板厚	450A, 14.3mm
配管熱流束	14. $7W/m^2$
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°C

第1表 配管内表面の温度上昇評価条件【ケース1】



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。

 $\Delta T = q / h \cdot \cdot \cdot \overrightarrow{\mathfrak{I}}(1)$ 

△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 (W/m<sup>2</sup>)

h : 配管内表面の熱伝達率 (W/(m<sup>2</sup>⋅K))

 $h = Nu \times k \times d \qquad \cdot \cdot \cdot \vec{x}(1)$ 

- Nu :ヌッセルト数
- k :水蒸気の熱伝達率(約0.034 (W∕(m<sup>2</sup>·K))
- d : 水力等価直径 (m)

ここで、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))。

Nu = 0.022 Re<sup>0.8</sup> × Pr<sup>0.5</sup> ・・・式(3)

Re : レイノルズ数

Pr : プラントル数 (1.130; 保守的に170℃の飽和蒸気の値を設定)

$$Re = v \times d \times v$$

v : 流速(約13.0 (m/s): 質量流量から換算

v:水蒸気の動粘性係数(約3.6×10<sup>-6</sup> (m<sup>2</sup>/s))

これにより,配管内面の温度上昇は0.09℃程度であると評価できる。ベン トガスの温度は170℃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℃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50w/(m・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。



#### 半径方向分布 X

※: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内の温 度勾配はないものし、全ての熱流束が配管(保温材)外表面側に移行すると評価した。

第3図 配管内表面の温度評価(ケース2のイメージ)

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	10%/100m
(FP付着割合)	
配管外径,板厚	450A, 14.3mm
配管熱流束	14. $7W/m^2$
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℃

第2表 配管内表面の温度上昇評価条件【ケース2】

\*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。

 $Th = (qL \nearrow \lambda) + T1 \cdot \cdot \cdot \vec{x}(5)$ 

- Th : 配管外表面温度 (℃)
- T1 : 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)
- λ : 保温材熱伝導率 (2.103×10<sup>-2</sup>W/(m<sup>2</sup>·K))

 $T1 = (q / h_{se}) + T_{atm} \cdot \cdot \cdot \vec{x} (6)$ 

この式(6)における, qとh<sub>se</sub>は以下の式で表される。

$$q = Q / S \cdot \cdot \cdot 式(7)$$
  
 $h_{se} = h_r + h_{cv} \cdot \cdot \cdot 式(8)$ 

上記の式(6)における, qとh<sub>se</sub>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 <sup>2</sup> )
$h_{\rm r}$	:放射による配管外表面熱伝達率(W/(m <sup>2</sup> ・K))
$h_{CV}$	:対流による配管外表面熱伝達率(W/(m <sup>2</sup> ・K))

上記のh<sub>r</sub>は以下の式で表される。

$$\begin{split} h_{r} &= \epsilon \times \sigma \times \left( \frac{(T+273.15)^{4} - (T_{atm} + 273.15)^{4}}{T - T_{atm}} \right) & \cdot \cdot \cdot \vec{x} \ (9) \\ &\epsilon &: 配管外表面放射率 \ (0.22) \\ &\sigma &: ステファン・ボルツマン定数 \ (5.67 \times 10^{-8} (W/(m^{2} \cdot K^{4}))) \end{split}$$

h<sub>ev</sub>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<sub>ev</sub>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。

 $h_{cv}$  (垂直管) =2.56×(T−T<sub>atm</sub>) 0.25((T−T<sub>atm</sub>) ≥10K) ···式(10) $h_{cv}$  (垂直管) =3.61+0.094×(T−T<sub>atm</sub>)((T−T<sub>atm</sub>) <10K) ···式(11)</td>

別紙 30

$$h_{cv}($$
水平管)=1.19× $\left(\frac{T-T_{atm}}{D_0}\right)^{0.25}$  · · · 式(12)

D<sub>o</sub>: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、JISA 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0.001cm(10µm) と粒子密度4g/cm<sup>3</sup>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。

$$\begin{split} R &= \left( \underbrace{\Sigma \boxtimes}_{\Sigma \square} \right) \times 100 = \left( \underbrace{\Sigma(C(D) \times dD)}_{\Sigma(P(D) \times dD)} \right) \times 100 = \left( \underbrace{\Sigma(C(D))}_{\Sigma(P(D))} \right) \times 100 \\ \\ \square \subset \mathbb{C}, \quad C(D) は以下の式で表される。 \\ C(D) &= P(D) \times \left( \frac{\pi \left( \frac{Dp}{2} \right)^2 - \pi \left( \frac{Dp}{2} - v(D) \cdot t \right)^2}{\pi \left( \frac{Dp}{2} \right)^2} \right) \end{split}$$

$$= P(D) \times \left( \frac{\left(\frac{Dp}{2}\right)^2 - \left(\frac{Dp}{2} - v(D) \cdot t\right)^2}{\left(\frac{Dp}{2}\right)^2} \right)$$

	° – , 4	単位	格納容器圧力		
項目	バフメーダ		620kPa[gage] <sup>%1</sup>	69kPa[gage] <sup>%2</sup>	
副竺冬舟	長さ	m	100		
配官采件	内径	m	0. 6		
沈着条件 沈着速度の分布		cm/s	$2 \times 10^{-3} \sim 5 \times 10^{-1}$		
北启冬州	蒸気流量	kg∕s	23.7	3.8	
排风采件	蒸気流速	m⁄s	23	14	
沈	着割合	%	1.0	1.6	

第1表 排気される蒸気流量に対する沈着割合評価結果

※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

格納容器圧力逃がし装置は、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Ss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。

		許容応力	世界中华		
荷重の組合せ	<ul><li>一次応力</li><li>(曲げ応力を 含む)</li></ul>	一次+二次応力	一次+二次 +ピーク応力	供用状態 許容応力状態	適用規格
D + P d + M b	1.5 • S h	Sa (c)			設計・建設規格 PPC-3520(1) PPC-3530(1)
D + P d + (M a) + M b	M b 1.8 · S h	Sa (d)	l	(A, D)	設計・建設規格 PPC-3520(1) PPC-3530(1)
D + P d + (M a) + S s	0.9•Su	Ss地震動のみに を行い,疲れ累利 あること。 ただし,地震動の +二次応力の変動 下であれば疲労解	よる疲労解析 資係数が1以下で のみによる一次 り値が2・Sy以 译析は不要。	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

第1表 配管設計における荷重の組合せと許容応力

【各記号の注釈】

: 自重及びその他の長期的機械的荷重による応力 D

Pd :内圧応力

Ma : 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)

Mb :二次応力(熱応力)

Sa(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)

Sa(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)

Sh :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

Ss:基準地震動Ssにより定まる地震力 Su: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, JEA G4601-1987及びJEAG4601-1991追補版)(日本電気教会 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。 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮について

格納容器圧力逃がし装置は,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,発電所の立地及び格納容器圧力逃がし装置の設置場所等に 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 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮(1/4)

外剖	『事象	影響モード	設置 場所	設計方針
風 (台	風(台	荷重(風), 荷重(飛来物)	屋内	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。
	風 )		屋外	飛来物による影響は, 竜巻による影響に 包含される。
		荷重(風), 荷重(気圧差), 荷重(飛来物)	屋内	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。
	竜巻		屋外	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。また,風荷 重,気圧差により,機能が損なわれれる おそれがない設計とする。
自然現象		温度(低温)	屋内	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。
	凍結		屋外	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。
		浸水, 荷重	屋内	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。
	降水		屋外	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 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮(2/4)

外部	『事象	影響モード	設置 場所	設計方針
		荷重(積雪), 閉塞	屋内	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。
	積雪		屋外	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。
自然現	落雷	<ul><li> 審サージによる</li><li> 電気・計装設備</li><li> の損傷</li></ul>	屋内 及び 屋外	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。
象		荷重, 閉塞, 腐食	屋内	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。
	火山の影響(降下火砕物)		屋外	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 ら降下火砕物が侵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 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮(3/4)

				-
外音	『事象	影響モード	設置 場所	設計方針
	生物学	<ul><li>電気的影響</li><li>(齧歯類(ネズ</li><li>ミ等)によるケ</li></ul>	屋内	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。
	的事象	ーブル等の損 傷)	屋外	地下格納槽外に設置されている端子箱 貫通部等にはシールを行うことにより, 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。
自然現象	森林火災	温度(輻射熱), 閉塞	屋内 及 屋外	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。
	爆 発	爆風圧,飛来物	屋内 及び 屋外	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。
	の火災	温度(熱)	屋内 及び 屋外	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	屋内 及び 屋外	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。

別紙 32

第1表 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮(4/4)

外部事象	影響モード	設置 場所	設計方針
内部溢水	<ul> <li>没水, 被水, 蒸</li> <li>気による環境条</li> <li>件の悪化</li> </ul>	屋内	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	衝突による衝撃 力,火災による 熱影響	屋内屋外	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。 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
<b>壬機衝</b> 突			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 あるが、フィルタ装置の除去性能に大き な影響はないと考えられる。

### 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

格納容器圧力逃がし装置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,格納容器圧力逃がし装置の経路としては期待しない。



第1図 格納容器圧力逃がし装置 主ライン概略図

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,格納容器圧力逃がし装置配管(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(M O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,遠隔人力操作機構を設ける 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,遠隔人力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ボンベを設置し,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,遠隔人力 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 圧力逃がし装置の隔離弁(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,駆動源喪失時もその状態が維持(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,格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を閉とし格納容器 と隔離する。さらに,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圧力逃がし装置の隔離について,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圧力逃がし装置の窒素置換後 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,遠隔人力操作 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 弁は遠隔人力操作機構が設置できる。

格納容器圧力逃がし装置の主ラインの弁は、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。

格納容器圧力逃がし装置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。

駆動方式	メリット	デメリット
AO (空気作動)	<ul> <li>MO 弁に対して必要な電源容量</li> <li>が小さい</li> </ul>	<ul> <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>・ 人力による遠隔人力操作機構 の設置が困難</li> </ul>
MO (電動駆動)	<ul> <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>・人力による遠隔人力操作機構の設置が可能</li> <li>・開度調整が可能</li> </ul>	<ul> <li>• A0 弁に対して必要な電源容量 が大きい</li> </ul>

第1表 主ラインの弁に採用する場合の駆動方式の特徴

## 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。

会友新		第一弁	第一弁	ケーム	フィルタ装置				
升	~名 仦	(S/C側)	(D/W側)	<b>弗</b> 一开	出口弁				
弁番号		2-26B-10 2-26B-12		F001A,	F005				
7	型式		バタン	 フライ弁					
	口径	600A	600A	450A	600A				
駆	動方式		電動駆動 (直流)		手動				
遠 操	隔人力 作機構		有						
弁(	の状態		常時開 (NO)						
フェイルク									
ローズ (FC)		(7	—						
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)				
	通常時		中央制御室						
操作場	電源	原子炉建屋 付属棟1階	原子炉建屋 付属棟屋上	原子炉建屋 付属棟3階	格納槽内 (フィルタ装置				
所	喪失時	<ul><li>(二次格納</li><li>施設外)</li></ul>	(二次格納 施設外)	(二次格納 施設外)	設置エリア外)				

第2表 主ラインの弁の仕様

## 2.3 設計の意図

格納容器圧力逃がし装置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、 MO 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の維持のため、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. 格納容器圧力逃がし装置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

格納容器圧力逃がし装置には,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。

系統名	換気2	空調系	原子均	戸建屋	耐圧強化ベント系		
	天风王阿尔		ガスタ	心理系			
個数	:	2	2	2	2		
番号							
(第5図中	(]	2	3	4	5	6	
の表記)							
弁番号	SB2-14 追設 SB2-3		追設	2-26B-90	追設		
型式			ライ弁				
駆動方式		空気	電動	駆動			
口径		60	30	0A			
弁の状態	常時閉(NC) <sup>※</sup> 常時閉				(NC)		
フェイル							
クローズ		有	魚 (フェイル	乗 アズイズ)			
(FC) 機能				/ / ·   / ·/			

第3表 他系統隔離弁(格納容器隔離弁)の仕様

※: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。



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, 格納容器圧力逃がし装置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止が求められるが、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,格納容器圧力逃がし装置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,格納容器圧力逃がし装置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

格納容器圧力逃がし装置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格納容器圧力逃がし 装置の概略系統図を第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 格納容器圧力逃がし装置概略系統図(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格納容器圧力逃がし装置の概 略系統図を第2図に示す。格納容器圧力逃がし装置は、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 格納容器圧力逃がし装置概略系統図(ドイツ)

(3) スイス

スイスのBWRプラントに設置されている格納容器圧力逃がし装置の概 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2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 格納容器圧力逃がし装置概略系統図(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比べて十分少なく約0.2%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,約0.02% 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 ずに約0.2%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。

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し,可燃限界に至るおそれがあ ることから,窒素供給による系統パージ停止後において,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に水素濃度計で入口配管の水素濃度を監視 する。

以上より,東海第二発電所の格納容器圧力逃がし装置の水素濃度計は,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

格納容器圧力逃がし装置の各運転モード(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圧力逃 がし装置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)

格納容器圧力逃がし装置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約 0.2%となる。

水蒸気発生量=Q×1000/(飽和蒸気比エンタルピ

- 飽和水比エンタルピ)×1000/分子量×22.4×10<sup>-3</sup>×3600 水素発生量= $0\times10^{6}\times Gfi^{(分+/100eV)}/100/(1.602\times10^{-19})^{(※1)}$ 

/(6.022×10<sup>23</sup>)<sup>(\*2)</sup>×22.4×10<sup>-3</sup>×3600×放射線吸収割合 水素濃度=水素発生量/(水蒸気発生量+水素発生量)×100 Q :崩壊熱(MW)

... 1 : 1eV = 1.602 × 10<sup>-19</sup> [J]

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 200kPa[abs]とする。
- ・格納容器内の冷却水は沸騰していると想定し水素発生量のG値は0.4 とする。
- ・放射線吸収割合は1.0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。

水蒸気発生量=10×1000/(2706.24-251.15\*)×1000/18

 $\times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 = 18247.8 \text{ m}^3 \text{[N]/h}$ 

※:飽和水比エンタルピは60℃条件とする。

水素発生量= $10 \times 10^{6} \times 0.4 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23})$ 

 $\times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times 1.0 = 33.44 \text{ m}^{3} [\text{N}] / \text{h}$ 

水素濃度=33.44/(18247.8+33.44)×100=約0.2%

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約0.2%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)。
- ・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 とする。
- ・放射線吸収割合は1.0とする。
- 水蒸気発生量=0.5×1000/(2675.53-418.99)×1000/18

 $\times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 = 992.65 \text{ m}^3 \text{[N]/h}$ 

水素発生量=0.5×10<sup>6</sup>×0.4/100/(1.602×10<sup>-19</sup>)/(6.022×10<sup>23</sup>)

 $\times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 = 1.67 \text{ m}^3 \text{[N]/h}$ 

水素濃度=1.67/(992.65+1.67)×100

=約0.2%

(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)で評価した値より更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約0.2%を上回ることはない。



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,水素濃度は約0.02%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。

フィルタ装置内水素発生量=Q×10<sup>6</sup>×G値<sup>(分子/100eV)</sup>/100

 $/(1.602 \times 10^{-19})/(6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600$ 

入口配管内への水素流量=フィルタ装置内水素発生量

×ガス入口配管断面積/フィルタ装置断面積

水素濃度=入口配管への水素流入量

/ (入口配管への水素流入量+窒素供給量)×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0.4 とする。
- ・水の放射線分解に寄与する熱量は 500kW を想定する。(格納容器圧力 逃がし装置設計条件)
- ・放射線吸収割合は1.0とする。
- ・窒素供給量は 200m<sup>3</sup>[N]/h,不純物濃度は 1%未満のため無視する。

フィルタ装置内水素発生量= $0.5 \times 10^6 \times 0.4 / 100 / (1.602 \times 10^{-19})$ /(6.022×10<sup>23</sup>)×22.4×10<sup>-3</sup>×3600

 $=1.67 \text{ m}^{3} [\text{N}] / \text{h}$ 

入口配管内への水素流量=1.67×0.144/9.1

 $= 0.026 \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h}$ 

水素濃度=0.026/(0.026+200)×100

=約0.02%

(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,水素濃度は約0.2%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0.4 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×1000/(2675.53-418.99)×1000/18×22.4×10<sup>-3</sup>×3600

 $=1985.3 \times Q m^{3} [N] / h$ 

水素発生量=Q×10<sup>6</sup>×0.4/100/(1.602×10<sup>-19</sup>)/(6.022×10<sup>23</sup>)

 $\times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 = 3.344 \times Q \text{ m}^{3} [\text{N}] / \text{h}$ 

水素濃度=3.344Q/(1985.3+3.344)Q×100

=約0.2%



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 0.40 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 0.27 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。

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 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

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2表及び第2図に示すとおり、プルーム通過時の屋内待避期間(評価上5時間)において、実施する必要の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。

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	_

第2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

b. 格納容器酸素濃度 4.3vo1% 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4.3vo1%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4.3vo1%到達時間を予測し、退避を実施する。ま た、退避開始からプルーム通過時の退避時において、実施する必要のあ 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。 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)

						4 8	12 16		経過時間(分) 20 24	28		44 48	5	2 備考
										20				-
		実施箇所・	必要要員	[数										
	【 】は他作来夜 に移動してきた要員			z 員						·				
	責任者 発電長 1人 中央監視 運転操作指揮			中央監視 運転操作指揮			▽約16時間 サプレッション・プール水位 通常水位+5.5m 到達			〈位	・双電託め、氾濫ナス亜昌の氾濫期			日日日
操作項目	<b>油</b> 仕	可及雪毛	1.4	運転操作指揮補佐	操作の内容		▼ 約 19 時間 サプレッション・プール							
·	Im EL.	災害対策要	170	災害対策大部連終								東川へ返避り		
	通報連絡者	員	2人	発電所外部連絡	-						************************************	フルーム通過	時間(5時	前)
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)		重大事故等対応要員 (現場)										
代替格納容器スプレイ冷	[1 ] ]													
却糸(常設)による格納 容器冷却操作	A	-		-	●格納容器浴却操作	間欠スプレイにより格納容器圧力	を 400kPa から 465kPa の	間に維持						
	[1 人] A	-		-	●格納容器ベント準備(系統構成)		5分							
格納容器ベント準備操作	-	【2 人】 C, D, 1	+1 人 E	-	●現場移動(第一弁) ●格納容器ベント準備(系統構成)		125 分							
	-	-		3人 (招集)	●現場移動		45 分							
					●中央制御室退避室内の正圧化準備操作		20 分							
中央制御室退避室の準備 操作	【1 人】 A	-		-	●データ表示装置(退避室)の起動操作	15 分								
					●可搬照明の設置		4 分							
格納容器圧力逃がし装置第二 弁現場操作場所の正圧化	-	-		【3 人】 (招集)	●格納容器圧力透がし装置第二弁現場操作場所の正圧化			10分						
					●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停止操作			3 分						
	【1 人】 B	-		-	●格納容器圧力透がし装置等による格納容器ベント操作			2 分						
					●ベント状態監視					格納容	器ベント実施後,適宜状態監視	見		
格納容器圧力逃がし装置 等による格納容器除熱操 作	-	-		【3人】 (招集)	●現場手動による格納容器ペント操作			30 分						
	-	-		【3人】 (招集)	●格納容器圧力逃がし装置第二弁現場操作場所への退避				180 分					
	【1 人】 B	-		-	●中央制御室逃避室内の正圧化操作		/	5 分						
	【2 人】 A, B	-		-	●中央制御室逃避室内への逃避				300 分	k l				
使用済燃料プールの冷却 操作	-	_		-	●使用済燃料プールの冷却操作	第二弁操作要員(召集要員:3 現場操作場所にて操作及びプル 中は待避する	名)は第二弁 ム通過期間			プルーム 待避室へ	通過期間中は,運転員 待避する	は中央制御室		使用済燃料プールの簡 熱機能が喪失した場合 でも、プール水温度が 80℃に到達するまでに は1日以上の時間余裕か あるため、本操作は対応 可能な要員にて実施す る。
可範囲作業分を十単元ン	-	-		8 人 a~h	●可搬型代替注水大型ボンブの移動,ホース敷設等							150 分		194 o
可搬空代替在小人空小ン プによる水源補給操作	_	-		【2 人】 a, b	●ボンブ起動及び水源補給								適宜実施	
				2 1	●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリーへの補給							90 分		
燃料補給操作	-	-		2入 (招集)	●可搬型代替注水大型ボンブへの給油	-	-		•				適宜実施	
	2 人 A, B	3人 C, D, 1	E	8 人 a~h 及び招集 5 人	j		要員待避期間及び 運転員及び第二弁 等はない	プルー♪ 操作要員	△通過期間中において 員以外の要員による作	, 業				

第2図 待避時及びプ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)

別紙 35

## エアロゾルの保守性について

(1) 格納容器圧力逃がし装置の設計条件について

格納容器圧力逃がし装置の設計条件としては、エアロゾル移行量を

に設定している。(別紙2)

- (2) 事故シナリオに応じたエアロゾル移行量について
  - a. 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エアロゾルとして格納容器圧力逃 がし装置に流入する。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MAAP解析上の特徴を踏まえ,原子炉圧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) 原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合は、炉心が再冠水し溶 融炉心の外周部が固化した後でも、溶融炉心中心部は溶融プール状態 を維持する。一方、原子炉圧力容器破損時は、原子炉圧力容器破損前 に水張りしたペデスタル部で溶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。エアロゾル移行量は溶融炉心の温度が高い 方がより多くなるため、原子炉圧力容器が健全な場合がより保守的な 評価となる。
- (b) 原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合は,溶融炉心冠水時において溶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,溶融炉心がペデスタル部に存在する場合は,溶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る。以上より,スクラビング効果を考慮していない原子炉圧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、MCCI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溶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 の発生源はないと考えられる。(別紙38)
- b. 対象シーケンスにおける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圧力逃 がし装置へ流入する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エアロゾル移行量も併せて示してい る。第1表より,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,格納容器圧力逃がし装置で設計上想定するエア ロゾル移行量はこれを十分上回る400kgである。

放出する系統	FPエアロゾル移行量 (kg)
S/Cベント	0.001
D/Wベント	5

第1表 静的負荷シーケンスにおけるFPエアロゾル移行量

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)格納容器圧力逃がし装置にて除去できず、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. ドライウェ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,ドライウェ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を下回る 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 ェ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ェ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。

証価ケーマ	ベント時間	放出量			
計画クシス	。 ( ) 小小 [ 1]	希ガス	C s -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		
ドライウェル側からのベント	約 34 時間	約 0.80	約 1.76×10 <sup>4</sup>		

第1表 ドライウェルベントケースにおける希ガス及びCs-137放出量

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 イウェ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 1.76×10<sup>4</sup>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。




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<sup>\*</sup>。

これに対して、コリウムシールドの成分としてZrO<sub>2</sub>の他に微量の が含まれているが、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発生し 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.

## 格納容器圧力逃がし装置使用後の保管管理

格納容器圧力逃がし装置使用後には,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,格納容器圧力逃がし装置使用後は,フィルタ装置内のスク ラビング水を格納容器へ移送し,気中保管する。

なお、「別紙 10」に記載のとおり、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、スクラビング水を格納容器へ移送する。

また,「別紙9」に記載のとおり,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」に記載のとおり、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,格納容器圧力逃がし装置使用後には,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。 ベント放出高さの違いによる被ばくへの影響について

格納容器圧力逃がし装置の放出高さ(原子炉建屋屋上放出,排気筒放出)の 違い(補足1参照)による被ばくへの影響を評価した結果,以下に述べるとお り有意な影響はないことを確認した。

(1) 炉心損傷前のベント実施時における被ばく評価への影響

炉心損傷前のベント実施時における,非居住区域境界外の実効線量は,原 子炉建屋屋上放出(地上放出)では約0.15mSv,排気筒放出では約0.018mSv であり,判断基準(5mSv)に対して十分余裕がある値となっている(補足2 参照)。

(2) 炉心損傷後のベント実施時における被ばく評価への影響

炉心損傷後のベント実施時におけるCs-137の放出量は、判断基準である 100TBqを十分下回る値となっているが、セシウムによる長期土壌汚染の 観点から、遠距離地点の地上濃度について放出高さの違いによる影響を評 価した。その結果、排気筒放出に比べ、風下距離 5km~30km で約 1.1 倍~約 1.7 倍であり影響は小さいことを確認した(補足 3 参照)。

さらに,発電所周辺地形及び実際の放出位置を模擬できる3次元移流拡 散コードによる評価においても,同等の結果が得られた(補足4参照)。

また,ベント実施に伴う敷地内作業の作業員被ばくについても原子炉建 屋屋上放出,排気筒放出の場合についてそれぞれ評価を行い,放出高さの違 いによる影響は小さいことを確認した(補足5参照)。 補足1 格納容器圧力逃がし装置放出位置と排気筒放出位置の位置関係

について

格納容器圧力逃がし装置は,耐圧強化ベントと共に,格納容器からの除熱機 能を有する設備であるため,格納容器圧力逃がし装置の屋外配管は原子炉建屋 の南面に設置することで,原子炉建屋の北面から東面に設置されている既設の 耐圧強化ベント系の屋外配管から極力位置的分散を図った設計としている。こ のように位置的分散を図ることで,大規模な自然災害等の共通要因による機能 喪失を回避できる可能性が高まる。

格納容器圧力逃がし装置の屋外配管及び耐圧強化ベント系の屋外配管(非常 用ガス処理系排気筒)の位置関係を第1図に示す。格納容器圧力逃がし装置排 気口は原子炉建屋南側屋上(地上約 55m)付近に設置しており,非常用ガス処 理系排気筒の放出口は原子炉建屋東側地上約 140mの位置にある。

第1図 格納容器圧力逃がし装置放出位置と排気筒放出位置の位置関係図

補足2 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)

格納容器圧力逃がし装置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。 格納容器圧力逃がし装置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圧力逃がし装置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2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。

項目	建屋屋上放出*1	排気筒放出	参考**3
放出高さ (m)	0 (地上)	95~115 (排気筒)	30 (建屋屋上相当)
<ul><li>風向風速</li><li>データ</li></ul>	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 4.0×10 <sup>-19</sup>	約 8.1×10 <sup>-20</sup>	約 3.5×10 <sup>-19</sup>
相対濃度 (m <sup>3</sup> /s)	約 2.9×10 <sup>-5</sup>	約 2.0×10 <sup>-6</sup>	約 2.5×10 <sup>-5</sup>
実効線量 <sup>**4</sup> (mSv)	約 0.15 <sup>※ 2</sup>	約 0.018	約 0.13

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

※1 申請書では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1.5×10<sup>14</sup>Bq(ガンマ線0.5MeV換算値), よう素の放出量は約2.3×10<sup>11</sup>Bq(I-131等価量)

別紙 40



第2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

敦賀発電所2号炉

第3図 東海第二発電所配置図

第4図 敦賀発電所配置図

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)

格納容器圧力逃がし装置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2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5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1m/s,放出率は1Bq/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,格納容器圧力逃がし装置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。

風下距離	建屋屋上 (Bq/cm <sup>3</sup> )	排気筒 (Bq/cm³)	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2表 遠距離地点の地上空気中濃度の比較





※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。A REDESにより、単位放出量当たりの拡散係数(相対濃度( $\chi/Q$ )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(格納容器圧力逃がし装置排気口)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3表に示す。また,AREDESの評価画面を用いた評価位置を第6図に示す。

第3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、SE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
廿山宣々	屋上放出:地上 57m	格納容器圧力逃がし装置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
亚伍地占	W方向:5km	放出点からW方向の遠距離地点(5km)に設定
計1111地尽	NW方向:5km	放出点からNW方向の遠距離地点(5km)に設定



第6図 AREDES評価画面を基にした評価位置図

c. AREDESによる評価結果

AREDESによるシミュレーション結果を第4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。

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
NW方位 5km	$\chi / Q$ (s/m <sup>3</sup> )	1.7×10 <sup>-6</sup>	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

第4表 遠距離地点のχ/Q及びD/Qの比較

補足 5 ベント実施に伴う敷地内作業の作業員被ばくの放出高さの違いに

## よる影響

ベント実施に伴う敷地内作業(S/Cからのベント実施時の第一弁開操 作,第二弁開操作,スクラビング水補給及び窒素供給作業)の作業員被ばく について,格納容器圧力逃がし装置の放出位置を原子炉建屋屋上放出,排 気筒放出と仮定した場合についてそれぞれ評価を行い,放出高さの違いに よる影響を確認した。評価結果を第5表に示す。

ベント実施に伴う敷地内作業の作業員の被ばく評価においては,非常用 ガス処理系が起動する前(事象発生~2時間後)までに,炉心損傷に伴い原 子炉建屋から地上放出される放射性物質の地表沈着による被ばくが大半を 占めている。このことから,格納容器圧力逃がし装置の放出位置の違いに よる,ベント(事象発生19時間後)に伴う敷地内作業の作業員被ばくへの 影響は小さい。

なお,被ばく評価に当たっては,気象指針に基づき保守的な気象条件で 評価を行っているが,現実的な条件で評価を行った場合は線量が低くなる と考えられる(参考参照)。

第5表 放出高さの違いによる作業員被ばくの評価結果

作	業内容	建屋屋上放出	排気筒放出	備考
弁開	第一弁操作	約 20mSv	約 20mSv	ベント実施前作業
操作時	第二弁操作	約 25mSv	約 23mSv	ベント実施時作業
スクラヒ	ごング水補給	約 13mSv/h	約 13mSv/h	事象発生から7日後の作業
窒素	供給作業	約 3.6mSv/h	約 3.6mSv/h	事象発生から7日後の作業

(S/Cからのベント実施時)

# 参 考

## 現実的な気象条件における評価について

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。

$$\chi \swarrow Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^{T} (\chi \swarrow Q)_i \cdot \delta_i$$

ここで、
 χ/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)
 (χ/Q)<sub>i</sub> : 時刻 i における相対濃度(s/m<sup>3</sup>)
 δ<sub>i</sub> : 時刻 i において風向が陸に向う方位にあるときδ<sub>i</sub>=1
 時刻 i において風向が海に向う方位にあるときδ<sub>i</sub>=0

気象指針に基づいた保守的な気象条件(97%相当値)と現実的な気象条件(中 央値)で評価した相対濃度,相対線量を第6表に示す。保守的な評価結果に比 べ現実的な評価結果は1/2程度となった。

	気象指針に基づく 保守的な評価	現実的な評価
相対線量 (Gy/Bq)	約 4.0×10 <sup>-19</sup>	約 2.3×10 <sup>-19</sup>
相対濃度(s/m <sup>3</sup> )	約 2.9×10 <sup>-5</sup>	約 1.6×10 <sup>-5</sup>

第6表 保守的及び現実的な評価結果

#### 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(HC1) 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。

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原子炉停止中に適宜確認する。

#### (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。

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 (Na <sub>2</sub> B <sub>10</sub> O <sub>16</sub> )	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 (HNO <sub>3</sub> )	_	
格納容器内塩素含有 被覆材ケーブル	塩化水素 (HC1)	_	
格納容器下部 コンクリート (溶融炉心落下時)	二酸化炭素(CO <sub>2</sub> )	_	
格納容器內塗料	硝酸(HNO <sub>3</sub> )	アンモニア(NH <sub>3</sub> )	

第1表 主な酸性物質と塩基性物質

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、格納容器ペデスタル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、ペデスタル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, 36.5g/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。

NUREG-1465, Reg. Guide. 1. 183及びNUREG/CR-5950に基づ き、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、ベント時(事象発生から約19時間後)には no1、7日後には no1、60日後には no1となる。  $[HNO_3] = \frac{G \times 10}{1.602 \times 10^{-19} \times 6.022 \times 10^{23}} \times (E(t)^{\gamma} + E(t)^{\beta})$ ここで、  $[HNO_3] : 硝酸濃度 (mo1/L)$ G : HCO<sub>3</sub>の水中におけるG値 (個/100eV)  $E(t) \gamma, E(t) \beta : \gamma 線と \beta 線の積算吸収線量 (kGy)$  d. MCCIにより発生する二酸化炭素の発生量

MCCI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溶融炉心によるコンクリート侵食は発生しないものの, 保守的に約30cmのコンクリート侵食を見込み評価する。

MCCIにより発生する二酸化炭素のほとんどは,高温環境下において 溶融炉心に含まれる金属元素によって酸性物質ではない一酸化炭素に還元 されるが,全て二酸化炭素として評価した結果,二酸化炭素の発

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(ABWR)の平衡炉心末期を 対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して,東海第二発 電所の熱出力(3,293MW)を考慮して算出した結果,約24.4kg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)の量は約 13.6kg(約 53.6mol)となる。

(ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量)

24.  $4[kg] \times 61\% \times 91\% = 13.6[kg]$ 

 $13.6 \times 10^{3}$  [g] / 253.8[g/mo1] = 53.6[mo1]

(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。
$\cdot$ $\cdot$ $\cdot$ $\cdot$ (1)
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 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



(2) フィルタ装置での塩基の消費量

(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。





<ul> <li>・S/P*水から発生する硝酸で消費される塩基の量</li> </ul>	mol
・MCCI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(I2)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日後の塩基の消費量 ( 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%(=9,970×40/(35×10 <sup>6</sup> ))となるこ
とから、これに余裕を考慮して、スクラビング水の農度は、
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
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
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 ( no1) が全て分解し,フィルタ装置に移
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 ( no1)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日後の塩基の消費量は
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 ( nol)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日後の塩基の消費量は であり,待機時にスクラビング水に含まれる

(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

Chemlie, 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 置は圧力開放板により外界と隔離され、窒素雰囲気に置かれることから、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、 は均一に拡散されると考えられる。



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。
  - ・系統待機時にフィルタ装置スクラビング水pH計により、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。
- c. ベント停止後(隔離弁閉止後)
  - ・ベント停止後において、フィルタ装置に異常がないことを確認するため、フィルタ装置水位計にて、スクラビング水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後を除く)を確認する。

<参考図書>

- 1. NUREG/CR-5950 "Iodine Evolution and pH Control", Dec.1992
- 2. NUREG/CR-5564 "Core-Concrete Interactions Using Molten U02 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及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)

 $\downarrow$ 

②工事記録におけるケーブル取替,敷設実績を調査・反映

 $\downarrow$ 

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)

 $\downarrow$ 

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。

用途	ケーブル仕様	シース表面積	酸の量
		$(m^2)$	(mol)

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 (m <sup>2</sup> )	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

格納容器圧力逃がし装置の計装設備は,系統運転時において計測機能の 喪失が格納容器圧力逃がし装置の機能維持のための監視・操作に直接影響 を与える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

格納容器圧力逃がし装置の計装設備は,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第1 表に,計装設備概略構成図を第1図に示す。

(3) 計装設備の監視場所の考え方について

格納容器圧力逃がし装置の計装設備は、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。

別紙 42-2

	3.3	第1表 格納	容器圧力逃が日	し装置計装設備の1	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キ外の本の際祖	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	2	11 201 TO 201 20 20 20 10 10 10 10 10 10 10 10 10 10 10 10 10	— # 4	
③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	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		ルタ装置に導かれて いることの確認		-*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°C	フィルタ装置の温度 監視	<ul> <li>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)</li> <li>②フィルタ装置圧力</li> </ul>	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。
<ul> <li>④フィルタ装置排気</li> <li>ライン圧力 *3</li> </ul>	Т	中央制御室, 緊急時対策所	0∼100kPa[gage]	系統待機時の窒素封 人による不活性状態 の確認		- 4
<ul> <li>③フィルタ装置出口</li> <li>4444444</li> </ul>	2	中央制御室, 緊急時対策所	$10^{-2} \sim 10^{5} \mathrm{Sv} / \mathrm{h}$	系統運転中に放出され、およれは外価の産業産	<ul> <li>①フィルタ装置出口 放射線モニタ*2</li> <li>③エーカニング・ボッ</li> </ul>	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。 のつ イルタ#歴出口のかけぬけで並めいかいサーキ
反治療ドーシ(同アンジ・低レンジ・低レンジ・低レンジ	1	中央制御室, 緊急時対策所	$10^{-3} \sim 10^4  \mathrm{mSv}$	4.50次約1年初員廠区の確認	©トーションシュ キャント 又は可搬型モニタリング・ポスト	のノイルク変良山日の広約時は水幅がたいだけで 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 率を推定する。
⑤フィルタ装置入口 水素濃度	2	中央制御室, 緊急時対策所	0~100vo1%	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。
①フィルタ装置スク ラビング水 pH <sup>※3</sup>	П	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		
※1:温度検出器の検 ※3:自主対策設備	出素子は ※4:1	:2重化(ダブルコ 当主対策設備のた	エレメント) してい め代替パラメータ(	る。 ※2:フィルタ こよる推定は除く。	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。

別紙 42

565



第1図 格納容器圧力逃がし装置 計装設備概略構成図

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。

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)
	多孔板,支持部材	SUS316L
内部構造物	等	
	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

第1表 スクラビング水接液部の材質

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侵食が進む腐 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	こおかれた	金属材
料	に引張応	、力が化	乍用して	生ず	る割れて	であり	,材料	,応力,	環境の三	要因が
重	昰した場	合に発	き生する	。以	下にアノ	レカリ	環境及	び		環
境	における	SCC 孝	老生に関	する	評価結果	果を示	す。			

・アルカリ環境におけるSCC

第4図に SUS304, SUS316 の 農度に対する 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, 而	討 SCC 性に
優れた材料であることから、更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	検片については, 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	こ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	<b>賃性が高いものと評価する。</b>					

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侵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、

(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。

$\cdots \cdots (1)$
ここで,
計算の結果,
「 衝空すろ液滴の速度け」 トたろ
(c)評価結果
に衝突する液滴の速度 は,
「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」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

格納容器圧力逃がし装置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、格納容器圧力逃がし装置を使用する環 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
- 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 試験のおいては、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プレッション・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

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4図の横軸は粒径(D<sub>p1</sub>)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<sub>p2</sub>)により変化するため,D<sub>p2</sub>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。



第4図 凝集効果の例 (参考図書2)

(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1µm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。





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)

(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 1µm 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 0.5µm にもつ粒径分布を重大 事故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, μm (MAAPコードで得られた μm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 μm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。

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)[μm]	幾何標準 偏差σg[-]	エアロゾル 量[g]
雰囲気圧力・温度に	10	W⁄W		0.32	1
よる静的負荷(格納 容器過圧・過温破損)	19	D⁄W		0.36	5,000

第1表 想定事故シナリオのエアロゾル粒径分布

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

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。

一方,ウェットウェルベントでは,サプレッション・プール水のスクラ ビング効果により粒径の大きいエアロゾルが除去されるため,ドライウェ ルベントに比べフィルタ装置の DF が低くなることが考えられる。

このため、JAVA 試験では、様々な粒径分布を持つ を試験用エアロゾルとして DF を確認している。これらの試験用エア ロゾルとMAAPコードより想定されるドライウェルベント時及びウェッ トウェルベント時の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。

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 (NUR EG/CR-5966)
- 5. A Simplified Model of Decontamination by BWR Steam Suppression Pools (N UREG/CR-6153 SAND93-2588)
- 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。

$V^*$	: 液滴通過ガス体積	au p	:緩和時間
$V_{g}$	: ガス体積	$A_{\rm d}$	: 液滴断面積
$V_{\rm L}$	: 液滴体積	К	: 慣性パラメータ
$Q_{\mathrm{g}}$	: ガス体積流量	С	: すべり補正係数
$\mathbf{Q}_{\mathrm{L}}$	: 液滴体積流量	μ	: ガス粘性係数
$\eta$ d	: 捕集効率係数	ho p	:エアロゾル密度
ug	:ガス速度	$d_{p}$	:エアロゾル粒径
u <sub>d</sub>	: 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ρ<sub>p</sub>、エアロゾ ル粒径 d<sub>p</sub>、液滴径 d<sub>d</sub>、ガス粘性係数μ、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<sub>p</sub>が同じ場合でもエアロゾル密度ρ<sub>p</sub>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5表に示す化合物について、NU REG-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。

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
TeO₂, Sb <sup>∦</sup>		0	0.05	0.25	0.005	0.305
Ba0, Sr0 <sup>**</sup>		0	0.02	0.1	0	0.12
MoO <sub>2</sub>		0	0.0025	0.0025	0	0.005
$CeO_2$		0	0.0005	0.005	0	0.0055
$La_2O_3$		0	0.0002	0.005	0	0.0052
密度						
(g⁄cm <sup>3</sup> )						

第1表 格納容器の状態とエアロゾルの密度

※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) Sr0 : 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)
- Ba0 : 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  $g/cm^{3}$ 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  $g/cm^{3}$  のときの捕集効率係数 $\eta_{d1}$ と、エアロゾル密度 $\rho_{p2}$  が  $g/cm^{3}$  のときの捕集効率係数 $\eta_{d2}$ との比を求める。



~	$\sim$	To	ルト
$\overline{}$	$\overline{}$	C	12

	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	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



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 1g/cm<sup>3</sup>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。

AMMD =  $\sqrt{\rho}$ 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。重大事故等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 μm 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 μm 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	であるフ	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。

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>	
$TeO_2$		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

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版增補版
- 4. Hazardous Chemicals Desk Reference
- 5. 理化学辞典第3版增補版
- 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.ハインズ,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のような粒径分布の場合,小さい粒径のエアロゾルの個数 は多いが,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 ゾルを補修するものであり,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考える。

一方,米国 EPRI(電力研究所)が中心となって行った 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	t,高さn,直	【径 m の容器の
中に,実機と同形状のベンチュリノス	ベル	] と,実機と同一仕
様の金属フィルタ	を内蔵している。	

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。

別紙 46-1

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 n,直径 n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が, 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:

601

n<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 ( )に対して薄いが、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る。

第1図 ACE試験の設備概要

PROJECT	YEARS	Materials	Conditions Tested			Measured
		tested	Pressure	Temperature	Gas	retention
			[bar abs]	[°C]	composition %	Efficiency
					steam	%
ACE	1989-	Cs	1.4	145	42	99.9999
	1990	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

第1表 ACE試験の試験条件及び結果

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

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)			

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

※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
## 別紙 46

# 第3表 JAVA試験, JAVA PLUS試験の実機への適用性

		相違点				
構成要	<b>夏素</b>	有 無	JAVA (PLUS)	実機	適用性	
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	
	直径	有		約 5m	,高さと直径の違いによる影響は小さい。	
	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。	
ベンチュ リノズル	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。	
	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。	
金属 フィルタ	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。	
	薬剤	無	_	_	試験装置と実機は同じ薬剤を使用している。	
スクラビ ング水	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。	
	吸着材	無	試験装置は実機と同じ吸着材( 使用している。		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。	
よう素	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。	
除去部	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 合わせることにより、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 う格納容器圧力逃がし装置を設計する。

(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

格納容器圧力逃がし装置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Ss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

部位	設計考慮内容
移送ポンプ	・高温,高アルカリ性,放射線を考慮し,耐
(キャンドポン	食性に優れたステンレス鋼を採用することで、健全性
プ)	を確保する。
	・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。
	・軸封部は密閉され、漏えいしない構造とする(第2図
	参照)。
配管・弁	・高温,高アルカリ性,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。
	・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 Ss に対して機能を維持するよう設計
	する。
	・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。

第1表 各部位の設計上の考慮事項



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 Ss 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

格納容器圧力逃がし装置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)



注)系統構成は現在の計画

## 第3図 排水設備系統概略図

613





#### 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。フレキシブルシャフトの一部は、隔離弁の 付近に設置されることから、設備の使用時には高温、高放射線環境が想定さ れるが、機械装置であり機能が損なわれるおそれはない。

なお、フレキシブルシャフトを取り外し、ハンドルを取り付けることにより、 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

弁名称	第一弁(サプレッショ	第一弁(ドライウェル側)	第二弁	
(口径)	ン・チェンバ側)(600A)	(600A)	(450A)	
フレキシブル	約1.19m	約 25m	約 15m	
シャフト長さ	₩9 12Ⅲ	₩9 Z Ə III	本① 1.5 Ⅲ	
ハンドル	×++ 0, 0, 10 🗔	×+ a 0.40 🗔		
回転数	約2,940 回	約 2,940 回	約 1,989 回	

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

(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])がか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)

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
10%	3分09秒	238	0	弁上流側圧力0MPa
50%	11分55秒	985	0	
100%	22分59秒	1,893	0	

第2表 モックアップ試験結果

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(ドライウェル側)	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) 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。

∠P={(-12.7℃の乾き空気密度 [kg/m<sup>3</sup>])-(+50℃の乾き空気の密度

[kg/m<sup>3</sup>])}×天井高さ[m]

- =  $(1.3555 [kg/m^3] 1.0925 [kg/m^3]) \times 4 [m]$
- $=1.052 \ [kg/m^2]$

≒10.4 [Pa]

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。

(5) 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。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圧力逃がし装置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% (JEAC4622-2009)
    - ・空気ボ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) <sup>*</sup>	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>)

弁操作時 Q₁=0.074×3/ (0.005-0.000336)

 $=47.6 \text{m}^{3} / \text{h}$ 

待機時  $Q_2 = 0.022 \times 3 / (0.005 - 0.000336)$ 

$$= 14.2 \text{m}^{3} / \text{h}$$

・必要空気量: $V=Q_1 \times 1 + Q_2 \times 3$ 

$$=47.6 \times 1 + 14.2 \times 3$$

 $=90.2 \text{m}^{3}$ 

(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)

作業	酸素消費量:c	呼吸量	空気調和・衛生工
(時間)	(m³/h/人)	(L∕min)	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

・成人の酸素消費量:c=(呼吸量)×(a-d)/100

・必要換気量:Q=c×n/(a-b)

弁操作時 Q₁=0.273×3/ (0.2095-0.190)

 $=42.0 \text{m}^{3} / \text{h}$ 

待機時 Q<sub>2</sub>=0.02184×3/(0.2095-0.190)

 $= 3.36 \text{m}^{3} / \text{h}$ 

・必要空気量: $V=Q_1 \times 1 + Q_2 \times 3$ 

 $=42.0 \times 1 + 3.36 \times 3$ =52.08m<sup>3</sup>

(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90.2m<sup>3</sup>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6.8m<sup>3</sup>/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5.5m<sup>3</sup>/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→17 本

格納容器圧力制御のための代替格納容器スプレイの運用について

(1) 代替格納容器スプレイの運用について

東海第二発電所の有効性評価においては、格納容器圧力制御のための外部水源を用いた代替格納容器スプレイを実施する場合、炉心損傷前は279kPa[gage](0.9Pd)-217kPa[gage](0.7Pd),炉心損傷後は465kPa[gage](1.5Pd)-400kPa[gage](1.3Pd)の間で、スプレイ流量130m<sup>3</sup>/hにてスプレイ弁の開閉による間欠スプレイを実施することとしている。

これは、事故時運転手順に基づき、上記の圧力制御範囲において、スプ レイ水温を保守的に高めに(35℃)設定した場合においても 130m<sup>3</sup>/h の スプレイにて格納容器の圧力を下げられることを示すためである。

ただし,実際の事故時に間欠スプレイを実施する場合,スプレイの開始 及び停止を繰り返すこととなり,運転員の負担増加等によるストレス増加 及び多数回のスプレイ弁の開閉によるスプレイ弁故障のリスク増加が懸念 される。

そこで、実運用としては、スプレイの効果を高くするため、可能な限り 格納容器圧力を高い領域で維持することとする。上記圧力制御範囲におい て、スプレイ流量を調整し、連続スプレイすることで、上記懸念を回避す ることとする。

- (2) 影響について
  - a. ベント開始時間に対する影響

代替格納容器スプレイを実施する場合,サプレッション・プール通常 水位+6.5m 到達により代替格納容器スプレイを停止し,ベントを実施す るため,サプレッション・プールの水位上昇が早くなればベント時間も 早くなる。しかしながら,格納容器圧力を高い領域で維持することでス プレイ効果が高くなるため、サプレッション・プール水位上昇速度はよ り遅くなり、ベント開始時間も遅くなると考えられる。

b. 被ばく評価に対する影響

被ばく評価において、MAAP解析結果に基づき、格納容器から原子 炉建屋への漏えいを評価する希ガス、エアロゾル及び有機よう素につい ては、格納容器の圧力が高く維持される連続スプレイの方が多くなると 考えられるため、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)」(ベースケース)に対して、格納容器圧 力が高く推移した場合の希ガス、エアロゾル及び有機よう素の漏えいに よる放出割合を比較する。

(a) 評価条件

代替格納容器スプレイによる圧力制御範囲において,可能な限り格納容器圧力を高い領域で維持した場合を模擬させるため,格納容器圧力を 465kPa[gage](1.5Pd)でほぼ一定とした 1.5Pd 制御ケースの解析を実施した。

(b) 評価結果

放出割合の評価結果を第1表に示す。

核種グループ		放射能量(0.5	5MeV換算值)	ベースケースとの比較
		ベースケース	1.5Pd制御ケース	(NUREG補正後)
1	希ガス類	2.423E+15	2.249E+15	9.285E-01
2'	有機よう素	2.890E+15	2.680E+15	9.274E-01
2	C s I 類	1.121E+15	1.139E+15	1.016E+00
3	C s OH類	9.065E+13	9.190E+13	1.014E+00
4	S b 類	1.693E+12	1.717E+12	1.014E+00
5	TeO <sub>2</sub> 類	1.445E+13	1.465E+13	1.014E+00
6	SrO類	5.607E+11	5.700E+11	1.017E+00
7	B a O類	5.468E+12	5.544E+12	1.014E+00
8	MoO <sub>2</sub> 類	2.267E+12	2.298E+12	1.014E+00
9	CeO <sub>2</sub> 類	9.046E+11	9.175E+11	1.014E+00
10	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	7.939E+11	8.051E+11	1.014E+00
	合計	6.550E+15	6.187E+15	9.446E-01

第1表 ベースケースとの放出割合の比較

第1表に示すとおり, エアロゾルは 2%程度増加する結果となった が, 希ガス及び有機よう素は減少する結果となった。これは, ベース ケースにおいて, 間欠スプレイを実施することで急激にドライウェル 圧力が低下し, サプレッション・チェンバから希ガス及び有機よう素 を含む非凝縮性ガスがドライウェルに移行し, 漏えい面積のより大き いドライウェル内の非凝縮性ガスの割合が増加するのに対し, 1.5Pd 制御ケースの場合, ドライウェルとサプレッション・チェンバ間の急 激な差圧が生じず, ドライウェルに移行する非凝縮性ガスの割合が相 対的に低くなったためである。

また、ベースケースにおける格納容器から原子炉建屋への漏えいす

る希ガス,有機よう素及びその他の核種の被ばくへの寄与率は,第2 表に示すとおり,希ガス及び有機よう素による寄与が大半を占めてい る。1.5Pd 制御ケースにて増加するエアロゾルの影響は軽微であるこ とに加え,寄与率の高い希ガス及び有機よう素が減少していることか ら,間欠スプレイを実施するベースケースの方がより保守的な評価と なる。

	外部被ばく寄与率	内部被ばく寄与率	グランドシャイン
希ガス	約 56%	_	_
有機よう素	約 22%	約 54%	
無機よう素	約 20%	約 34%	約 96%
粒子状よう素	約 1%	約 2%	
エアロゾル	約1%	約 9%	約 4%

第2表 核種グループごとの被ばく寄与率

さらに、a. にて示したように、1.5Pd 制御ケースでは、ベースケ ースと比較し、ベント開始時間が遅くなると考えられることで被ばく 評価において大半の寄与を占める希ガスの減衰時間が増えるため、よ り保守的である。

なお, 無機よう素については, 有効性評価における格納容器圧力の 制御範囲を包含するよう漏えい率を与えているため, 影響はない。

以上のことから,被ばく評価において,ベースケースの方がより保 守的な結果となるため,被ばく評価に対する影響はない。

#### 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(Na<sub>2</sub>SO<sub>4</sub>)) 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が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(別紙2))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1/30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、よう素除去部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、よう素除去部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、よう素除去部 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、よう 素除去部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 であることから、ここでは で代表し、設計条 件である 400kg 全量が 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	
含有していることから	,
S <sub>2</sub> 0 <sub>3</sub> <sup>2-</sup> 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.よう素炉内内蔵量(約24.4kg)	

BWRプラントにおける代表炉心(ABWR)の平衡炉心末期を 対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して,東海第二発 電所の熱出力(3,293MW)を考慮して算出した結果,約24.4kgとする。

b. 格納容器へのよう素放出割合(61%)

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。

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%)
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253.8) 約13.6kg(=24.4kg×61%×91%)の量は約53.6mol(=13,600g/253.8g /mol)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、約1.35×10<sup>4</sup>kJ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より、		となる。
以上より, 1mo1の有機よう素 CH <sub>3</sub> 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

よう素除去部のおける無機よう素 I2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より, となる	0
以上より, 1molの無機よう素 (I <sub>2</sub> )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。(別紙2)

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。
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
Те	TeO <sub>2</sub> , Sb		不溶性
Ba, Sr	Ba0, Sr0		可溶性
Noble metals	$MoO_2$		不溶性
Се	$CeO_2$		不溶性
La	$La_2O_3$		不溶性
構造材	SiO <sub>2</sub> 等		大半は不溶性
	合計	400	_

第1表 エアロゾル(設計条件)の種類と溶解の可否

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η[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>, C1<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 Cs<sup>+</sup>, 陰イオンは I<sup>-</sup>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(NaOH)として評価したとき最も大きく、 よう化セシウム(CsI)として評価したときには小さくなる。

スクラビング水として低温(粘性率が高い)の25℃における水酸化ナト リウムとよう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 NaOH と CsI が水に溶解した場合の粘性率の変化(25℃) (NaOH:参考図書4, 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/0上昇し、 mol/0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 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 nPa・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 / cm<sup>3</sup>) とし、最低水量の t に加わったとして懸濁粒子の容積分率を算出する と、 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 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に
 mPa・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+, (CH3)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℃ 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>

## 窒素供給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。

- 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圧力逃がし装置における水素ガス滞留防止のため,窒素の供給を行い,格納容器圧力逃がし装置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。

窒素容量	約200Nm <sup>3</sup> /h		
窒素純度	99.0vo1%以上		
窒素供給圧力	0.5MPa (可搬型窒素供給装置出口にて)		

第1表 可搬型窒素供給装置の主要仕様

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MAA 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値[分子/100eV]/100/(1.602×10<sup>-19</sup>[J])
- ② 水素(酸素)発生量[分子数/s]
  =崩壊熱[MW]×10<sup>6</sup>×発生水素(酸素)分子数[分子数/J]×放射線吸収割合
- ③ 水素 (酸素) 発生量 [m<sup>3</sup>/h]

=水素(酸素)発生量[分子数/s]/(6.022×10<sup>23</sup>)×22.4×10<sup>-3</sup>×3600

<b>社</b> <i>在</i>	放射線	放射性物質移行量		発生量[m <sup>3</sup> /h]※	
刘家	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

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

※ 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ru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。

酸素発生量+窒素供給装置からの酸素供給量 水素発生量+酸素発生量+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 (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) 格納容器圧力逃がし装置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圧力逃がし装置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1.67m<sup>3</sup>/h,酸素の発生量は0.836m<sup>3</sup>/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。

酸素発生量 + 窒素供給装置からの酸素供給量 <del>-</del> < 0.05 水素発生量+酸素発生量+窒素供給装置の供給量(y)

## $\frac{0.836 + y \times 0.01}{1.67 + 0.836 + y} < 0.05$

y>17.8(小数点第2位切上げ)

上記より、必要窒素供給量は17.8Nm<sup>3</sup>/hとなる。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、格納容器圧力逃がし装置用の窒素供 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

フィルタ装置使用時には入口配管のスクラビング水を押し出す必要があ る。入口配管の位置が通常水位の上下に関わらず,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、作業員への影響はない。

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。

別紙 53